



# **ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

*Н. А. Азаренков, Л. А. Булавин*

*И. И. Залюбовский*

*В. Г. Кириченко*

*И. М. Неклюдов*

*Б. А. Шиляев*

**Харьков – 2012**

**МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ  
УКРАИНЫ  
ХАРЬКОВСКИЙ НАЦИОНАЛЬНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ  
ИМЕНИ В. Н. КАРАЗИНА**

*Н. А. Азаренков*

*Л. А. Булавин*

*И. И. Залюбовский*

*В. Г. Кириченко*

*И. М. Неклюдов*

*Б. А. Шиляев*

**ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА  
ГЛАВА 2. ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА**

*Учебное пособие для студентов старших курсов,  
аспирантов и научных работников*

**Харьков - 2012**

УДК 621.039

ББК 31.4

Я –34

*Утверждено к печати решением ученого совета  
Харьковского национального университета имени В. Н. Каразина  
(протокол № 4 от 29.04.2011 г.)*

**Рецензенты:**

академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор В. Е. Сторижко,  
Институт прикладной физики НАНУ;  
член-корреспондент НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор,  
В. И. Слисенко, Институт ядерных исследований НАНУ;  
академик НАНУ, доктор физико-математических наук, профессор Н. Ф. Шульга,  
Национальный научный центр «ХФТИ»

**Я –34 Ядерная энергетика:**

учебное пособие, Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И.И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А. – Х. : ХНУ имени В. Н. Каразина, 2012. –  
535 с.

В пособии изложены основы функционирования ядерной энергетики и перспективы ее развития в XXI веке. Приведены основные исторические вехи создания и развития ядерной физики и энергетики, рассмотрены основы реакций деления и принципы создания реакторов различных типов. Рассмотрены типовые конструкции атомных электростанций и ядерных энергетических установок. Проанализированы способы создания замкнутого ядерного топливного цикла и перспективных типов ядерных реакторов.

Для студентов старших курсов, аспирантов и научных работников физико-технических и физико-энергетических специальностей.

Табл. 82. Ил. 274. Библиогр.: 48 назв.

УДК 5621.039

ББК 31.4

©Харьковский национальный университет имени В. Н. Каразина, 2012

ISBN 978-613-0-11482-4

© Азаренков Н. А., Булавин Л. А., Залюбовский И. И.,

Кириченко В. Г., Неклюдов И. М., Шиляев Б. А., 2012

© Дончик И. Н. дизайн обложки, 2012

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>ГЛАВА 2.</b>	<b>ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА</b>	<b>77</b>
§ 2.1.	<i>Развитие ядерной энергетики</i>	77
§ 2.2.	<i>Ядерные реакторы. Физические основы работы ядерных реакторов</i>	84
§ 2.3.	<i>Общие принципы устройства ядерных реакторов</i>	122
§ 2.3.1.	<i>Выделение энергии в активной зоне ядерного реактора</i>	122
§ 2.3.2.	<i>Основные типы ядерных реакторов</i>	126
§ 2.4.	<i>Реакторы на тепловых нейтронах</i>	131
§ 2.5.	<i>Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы с графитовым замедлителем</i>	144
§ 2.6.	<i>Реакторы с водой под давлением. Кипящие реакторы</i>	157
§ 2.7.	<i>Энергетические реакторы с тяжеловодным замедлителем</i>	163
§ 2.8.	<i>Реакторы на быстрых нейтронах.</i>	178
§ 2.9.	<i>Исследовательские ядерные реакторы и установки</i>	184
	<b>Вклейка 1</b>	191
	<b>ЛИТЕРАТУРА</b>	223
	<b>СВЕДЕНИЯ ОБ АВТОРАХ</b>	224

## ГЛАВА 2. ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА

### § 2.1. Развитие ядерной энергетики

XX век стал веком ядерной энергетики. Эта энергия многократно превышает энергию топлива, применявшуюся человечеством в течение всей его истории. Уже к середине 1939 года ученые мира располагали важными теоретическими и экспериментальными открытиями в области ядерной физики, что позволило выдвинуть обширную программу исследований в этом направлении. Оказалось, что атом урана можно расщепить на две части. При этом освобождается огромное количество энергии. Кроме того, в процессе расщепления выделяются нейтроны, которые в свою очередь могут расщепить другие атомы урана и вызвать цепную ядерную реакцию. Ядерная реакция деления урана эффективна и превосходит самые интенсивные химические реакции. Например, при распаде молекулы тротила выделяется 10 эВ энергии, а при распаде ядра урана – 200 МэВ – в 20 млн раз больше.

С вводом в эксплуатацию в 1954 г. первой в мире промышленной атомной электростанции мощностью 5 МВт в г. Обнинске (СССР) началась эра ядерной энергетики. Опыт эксплуатации первых АЭС показал реальность и надежность ядерно-энергетической технологии для промышленного производства электроэнергии. Развитые индустриальные страны приступили к проектированию и строительству АЭС с реакторами разных типов. К 1964 г. суммарная мощность АЭС в мире выросла до 5 ГВт.

Темпы роста атомной энергетики США, позднее в Западной Европе, Японии, СССР достигли около 30% в год. Уже к 1986 г. в мире работали 365 ядерных энергоблоков суммарной установленной мощностью 253 ГВт. Практически за 20 лет мощность АЭС увеличилась в 50 раз. Строительство АЭС велось в 30 странах мира (вклейка 1, рис. 20).

Исчерпание природных запасов органических энергетических ресурсов, в том числе нефти и газа стало неизбежным. Потенциальные запасы ядерного

топлива ( $^{238}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ) на длительную перспективу до 600 лет могут решить проблему обеспечения топливом энергетики.

Условия развития ядерной энергетики крайне благоприятны, экономические показатели АЭС вселяют оптимизм, АЭС успешно конкурируют с ТЭС. Ядерная энергетика позволяла уменьшить потребление органического топлива и резко сократить выбросы загрязняющих веществ в окружающую среду от ТЭС.

Развитие ядерной энергетики, уменьшая потребление органического топлива, снижает энергетическую зависимость стран, не имеющих или имеющих ограниченные собственные топливно-энергетические ресурсы, от их ввоза и укрепляет энергетическую безопасность этих стран. Проблема энергетической безопасности регулярно возникает в связи с кризисом, вызванным повышением цен на нефть и газ, зависимостью их поставки от политической обстановки. Согласно данным МАГАТЭ по состоянию на 10 декабря 2007 г. в мире действуют 439 ядерных энергоблоков с общей электрической мощностью 371 684 МВт. Начато строительство семи новых реакторов: двух – в Китае, Qinshan II-4 мощностью 610 МВт (эл.) и Hougyanhe-1 (1000 МВт (эл.)); одного во Франции – Flamanville-3 (1600 МВт (эл.)); двух в Республике Корея: Shin Kori-2 (960 МВт (эл.)) и Shin-Wolsing-1 (960 МВт (эл.)). В России, в Северодвинске приступили к сооружению двух энергоблоков на плавучей АТЭС – Академик Ломоносов-1, -2 мощностью 30 МВт (эл.) каждый. Кроме того, возобновлено активное строительство на блоке Watts Bar-2 в США. Наибольший рост ядерных генерирующих мощностей в настоящее время и согласно кратко- и долгосрочным прогнозам наблюдается в Азии. Из 34 строящихся реакторов 19 находятся в Азии, 28 из последних 39 новых реакторов, подключенных к сети, находились в Азии.

В процессе развития ядерной энергетики, имеющей дуальный характер, из двух основных типов энергетических ядерных реакторов – на тепловых и быстрых нейтронах – наибольшее распространение в мире получили реакторы на тепловых нейтронах.

Национальная ядерная энергетика каждой страны основана на развитии индивидуальных конструкций реакторов с разными замедлителями и теплоносителями. Так, в США основными стали легководные (LWR) водородные реакторы под давлением (PWR) и кипящие реакторы (BWR), в Канаде – тяжеловодные реакторы (HWR) на природном уране (CANDU), в бывшем СССР – водо-водяные реакторы под давлением (ВВЭР), уран-графитовые каналные (кипящие) реакторы (РБМК), росла единичная мощность реакторов. АЭС работают практически с постоянной мощностью и покрывают базовую часть суточной нагрузки энергосистем. Высокие темпы развития ядерной энергетики опережали развитие уровня ее безопасности.

Серьезный удар по развитию ядерной энергетики нанесла тяжелая авария на АЭС «Три Майл Айленд» в США в 1979 г. (вклейка 1, рис. 21). Это привело к радикальному пересмотру требований безопасности, ужесточению действующих нормативов и пересмотру программ развития АЭС во всем мире, причинило огромный моральный и материальный ущерб ядерной энергетике. С 1979 г. в США, которые являлись лидером в атомной энергетике, прекратились заказы на строительство АЭС, также сократилось их строительство в других странах.

Тяжелейшая авария на Чернобыльской АЭС в Украине в 1986 г., квалифицируемая по международной шкале ядерных инцидентов как авария седьмого уровня и вызвавшая экологическую катастрофу на огромной территории, подорвала доверие мирового сообщества к ядерной энергетике (вклейка 1, рис. 22).

Во многих странах были приостановлены программы развития ядерной энергетики, а в ряде стран вообще отказались от планов по ее развитию.

Тем не менее, к 2005 г. на АЭС в 37 странах мира вырабатывалось 16,5% мирового производства электроэнергии. Мероприятия по обеспечению безопасности эксплуатируемых АЭС позволили в начале XXI в. восстановить доверие общества к ядерной энергетике. Высокая экономическая эффективность и конкурентоспособность, обеспеченность топливными ресурсами, надежность, безопасность, отсутствие выбросов CO<sub>2</sub> делают ядерную энергетику наиболее

перспективным источником электроэнергии. Нерешенной остается проблема утилизации отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и захоронения радиоактивных отходов (РАО).

Сооружение реакторов на быстрых нейтронах (бридеров) основано на необходимости воспроизводства ядерного топлива и переработки ОЯТ.

Первые экспериментальные работы в СССР по промышленному использованию реакторов на быстрых нейтронах для получения плутония были начаты в 1949 г. После ввода в эксплуатацию серии экспериментальных реакторов БР-1, БР-5, БОР-60 в 1973 г. была введена в действие АЭС с реактором мощностью 350 МВт для производства электроэнергии и опреснения морской воды (Шевченко), а в 1980 г. запущен промышленный реактор БН-600 мощностью 600 МВт (Белоярск).

В США в 1966–1972 гг. был построен экспериментальный реактор «Enrico Fermi I», а в 1980 году введен в эксплуатацию крупнейший в мире исследовательский реактор FFTF мощностью 400 МВт. В Германии первый реактор на быстрых нейтронах начал работать в 1974 году, а построенный реактор большой мощности SNR-2 так и не был введен в эксплуатацию. Во Франции в 1973 году был пущен реактор «Phenix» мощностью 250 МВт, а в 1986 г. – «Superphenix» мощностью 1242 МВт. Япония в 1977 г. ввела в эксплуатацию опытный реактор «Jojo», а в 1994 г. – реактор «Monju» мощностью 280 МВт. Реактор «Superphenix» уже выведен из эксплуатации вследствие двух аварий в машинном зале после схода снежных лавин. В настоящее время работает только один реактор – БН-600.

Согласно прогнозу МАГАТЭ доля ядерной энергетики увеличится до 25% мирового производства электроэнергии, причем уже в течение ближайших 15 лет в мире будет построено свыше 100 новых реакторов, а мощность АЭС возрастет с 370 ГВт в 2006 г. до 679 ГВт в 2030 г.

На сегодня установленная мощность действующих АЭС Украины составляет 22,7% от общей установленной мощности электроэнергетического комплекса Украины (60,95 млн кВт). Динамика производства электроэнергии



на АЭС по сравнению с общим производством электроэнергии в Украине в 1990-2006 годы приведена на рис. 23 (вклейка 1). На протяжении продолжительного периода ядерно-энергетический комплекс обеспечивает важную часть общего производства электроэнергии в Украине (до 50%), что делает его эффективное функционирование важным условием стабильного развития экономики всей страны. Министерством топлива и энергетики Украины совместно с Национальной академией наук Украины в 2004 г. был разработан проект «Энергетической стратегии Украины» на период до 2030 года.

Однако в начале 2006 г. был принят новый документ «Энергетическая стратегия Украины», который утверждает более широкие планы (вклейка 1, рис. 24). В Украине до 2030 г. предусматривается увеличить выработку АЭС до 219 млрд кВт·ч, сохранив ее на уровне 50% общей выработки. Планируется повысить мощность АЭС практически в 2 раза, доведя ее до 29,5 ГВт, при коэффициенте использования установленной мощности (КИУМ) 85%, в том числе за счет ввода новых блоков мощностью 1–1,5 ГВт и продления срока эксплуатации действующих блоков АЭС. КИУМ – коэффициент использования установленной мощности; в 2006 г. в Украине составлял 74,5%. В 2006 г. в Украине мощность АЭС составила 13,8 ГВт с выработкой 90,2 млрд. кВт·ч электроэнергии, или около 48,7% общей выработки.

Ведущиеся во многих странах работы по дальнейшему совершенствованию реакторов на тепловых и быстрых нейтронах позволят обеспечить дальнейшее повышение их надежности, экономической эффективности и экологической безопасности. При этом важное значение приобретает международное сотрудничество. Так, при реализации в будущем международного проекта ГТ МСР (газотурбинный модульный гелиоохлаждаемый реактор), который характеризуется высоким уровнем безопасности и конкурентоспособности, минимизацией радиоактивных отходов, к.п.д. может повыситься до 50%.

Широкое применение в будущем двухкомпонентной (дуальной) структуры ядерной энергетики, включающей АЭС с реакторами на тепловых нейтронах и с

реакторами на быстрых нейтронах, воспроизводящих ядерное топливо, повысит эффективность использования природного урана и снизит уровень накопления радиоактивных отходов. Таким образом, возникают следующие проблемы ядерной энергетики. Несмотря на уже достигнутый прогресс в ядерной энергетике, дальнейшее ее распространение сталкивается с общественным беспокойством по поводу утилизации ядерных отходов, а также с политическими проблемами, связанными с потенциальной возможностью распространения ядерного оружия. Другой проблемой является необходимость дальнейшего совершенствования ядерной безопасности, при одновременном повышении экономической конкурентоспособности ядерной энергетики, как на открытых, так и регулируемых рынках электроэнергии.

Следует отметить важную роль совершенствования ядерно-топливного цикла (ЯТЦ) в развитии ядерной энергетики:

- ЯТЦ обеспечивается всеми необходимыми структурными, технологическими и конструктивными решениями для безопасной и эффективной работы;

- ЯТЦ является условием социальной и экономической эффективности ядерной энергетики и ее широкого использования;

- развитие ЯТЦ приводит к необходимости обеспечения требуемого уровня безопасности АЭС, вырабатывающей электроэнергию, и минимизации рисков, связанных с производством ядерного топлива, включая добычу урана, транспортировку, переработку ОЯТ и захоронение радиоактивных отходов (РАО);

- увеличение добычи и использования урана при повышении эффективности использования топлива, уменьшения количества отходов и замыкания топливного цикла.

Обеспеченность топливом ядерной энергетики имеет важнейшее значение для перспективы ее развития. Современные потребности в природном уране в мире составляют порядка 60 тыс. т при общих запасах около 16 млн т.

Использование более совершенных технологий в XXI веке приведет к возрастанию роли ядерной энергетики в обеспечении возрастающего производства электроэнергии в мире. Для развития ядерной энергетики в широких масштабах, необходимо реализовать в полной мере ее свойства: высокую эффективность, обеспеченность ресурсами, энергоизбыточность, безопасность, приемлемость экологического воздействия. Первые три требования могут быть выполнены при использовании двухкомпонентной структуры ядерной энергетики на тепловых и быстрых реакторах. При такой структуре можно значительно увеличить эффективность использования природного урана, снизить его добычу и ограничить уровень поступления радона в биосферу. Пути достижения необходимого уровня безопасности и снижения капитальных затрат для реакторов обоих типов уже известны, нужны время и средства на их реализацию. К моменту осознания обществом необходимости дальнейшего развития ядерной энергетики технология двухкомпонентной структуры будет фактически подготовлена, хотя многое еще необходимо сделать в плане оптимизации ЯЭУ и структуры отрасли, включая и предприятия топливного цикла. Уровень экологического воздействия в основном определяется количеством радионуклидов в топливном цикле (уран, плутоний) и в хранилищах (Np, Am, Cm, продукты деления).

Риск от воздействия короткоживущих изотопов, например  $^{131}\text{I}$  и  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ , может быть снижен до допустимого уровня за счет повышения безопасности АЭС, хранилищ, предприятий топливного цикла. Приемлемость такого риска можно доказать на практике. Но трудно доказать и невозможно продемонстрировать надежность захоронения долгоживущих актиноидов и продуктов деления в течение миллионов лет.

Несомненно, нельзя отказываться от поиска путей надежного захоронения радиоактивных отходов, но необходимо разрабатывать возможность использования актиноидов для получения энергии, т.е. замыкания топливного цикла не только по урану и плутонию, но и по актиноидам (Np, Am, Cm и др.). Трансмутация опасных долгоживущих продуктов деления в системе реакторов

на тепловых нейтронах усложнит структуру атомной энергетики за счет дополнительных технологических процессов по изготовлению и переработке ядерного топлива или увеличит число типов ядерно-энергетических установок. Введение Np, Am, Cm, других актиноидов и продуктов деления в топливо реакторов усложнит их конструкцию, потребует разработки новых видов ядерного топлива, отрицательно скажется на безопасности. В связи с этим рассматривается возможность создания трехкомпонентной структуры атомной энергетики, состоящей из тепловых и быстрых реакторов и реакторов для сжигания Np, Am, Cm и других актиноидов и трансмутации некоторых продуктов деления.

Важнейшими проблемами являются переработка и удаление радиоактивных отходов, которые могут быть преобразованы в ядерное топливо.

В первой половине XXI века человечеству предстоит осуществить научный и технический прорыв на пути освоения новых видов энергии, в том числе электроядерной с использованием ускорителей заряженных частиц, и в перспективе термоядерной, что требует объединения усилий, международной кооперации.

Таким образом, для того, чтобы ядерная энергетика играла существенную роль в качестве долгосрочного источника энергии XXI столетия, необходимы инновационные подходы, направленные на конкурентоспособность, безопасность, предотвращение рисков распространения ядерного оружия и утилизацию отходов.

## **§ 2.2. Ядерные реакторы. Физические основы работы ядерных реакторов**

Энергия, заключенная в ядрах атомов, может быть высвобождена при осуществлении двух процессов – деления ядер тяжелых элементов и синтеза ядер легких элементов. Устройство, в котором осуществляется контролируемая самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер тяжелых элементов  $^{233}\text{U}$ ,

$^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , называется ядерным реактором. Функционирование ядерного реактора описывается следующими параметрами.

### Коэффициент деления

Основой получения энергии в ядерном реакторе является физическое свойство деления ядер урана под действием нейтронов. При делении ядер урана образуются ядра-продукты («осколки деления») с высокой кинетической энергией и новые нейтроны, энергия которых высока и находится в диапазоне  $10^5$ - $10^7$  эВ, в количестве, равном  $\nu$ . Среднее число вторичных нейтронов  $\nu$ , возникающих при делении, является важной характеристикой процесса. Вероятность деления ядер урана вторичными нейтронами такой энергии мала и составляет 1,25 барн для урана-235 (0,72% в уране природного состава) и 0,17 барн для урана-238 (99,28%). С понижением энергии нейтрона вероятность деления урана-235 значительно возрастает и для тепловых нейтронов с энергией менее 1 эВ составляет 582 барна (т.е. увеличивается в 466 раз), в то время как уран-238 тепловыми нейтронами не делится, его деление происходит при энергии нейтронов более  $1,45 \cdot 10^6$  эВ. Произведение вероятности деления ядер на их атомную концентрацию  $N$  (ат/см<sup>3</sup>) определяет количество делений в единице объема ядерного топлива. При одном делении ядра урана-235 выделяется энергия, равная  $E_{\text{дел}} \approx 200$  МэВ/деление =  $3,20 \cdot 10^{-11}$  Вт·с/деление. Тепловую мощность реактора можно записать следующим образом:

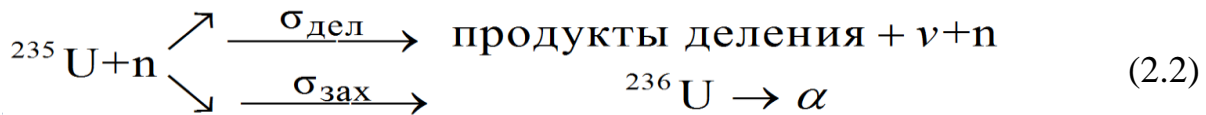
$$P = E_{\text{дел}} \frac{\Delta N_{\text{дел}}}{\Delta t} \quad (2.1)$$

где  $\Delta N/\Delta t$  – число делений в 1 с.

Атомная электростанция, производящая 3000 МВт тепловой энергии, с к.п.д. преобразования тепловой энергии в электрическую 33% (0,33), имеет электрическую мощность 1000 МВт, что соответствует  $8,1 \cdot 10^{24}$  делений/сутки, или делению 3160 г урана-235 в сутки. Масса атома урана-235 равна  $3,90 \cdot 10^{-22}$  г. Истинный расход урана-235 несколько выше. При взаимодействии нейтронов с атомами урана не только происходит реакция их деления, но одновременно

протекает конкурирующая реакция радиационного захвата нейтрона с образованием более тяжелых изотопов урана (урана-236 и урана-239), что приводит к потере нейтронов для процесса деления.

Под действием тепловых нейтронов уран-235 в этих реакциях «выгорает»:



Уран-236 – нестабильный долгоживущий элемент (период его полураспада  $T_{1/2}=2,34 \cdot 10^7$  лет) – распадается с испусканием  $\alpha$ -частиц. Поскольку только часть тепловых нейтронов, поглощенных ураном-235, участвует в реакции деления, то вероятность того, что поглощенный нейтрон вызовет деление урана-235, равна отношению сечения деления  $\sigma_{\text{дел}}$  к полному сечению поглощения нейтронов:

$$\frac{\sigma_{\text{дел}}}{\sigma_{\text{дел}} + \sigma_{\text{зах}}} = \frac{1}{1 + \frac{\sigma_{\text{зах}}}{\sigma_{\text{дел}}}}, \quad (2.3)$$

где  $\sigma_{\text{зах}}$  – сечение захвата нейтрона.

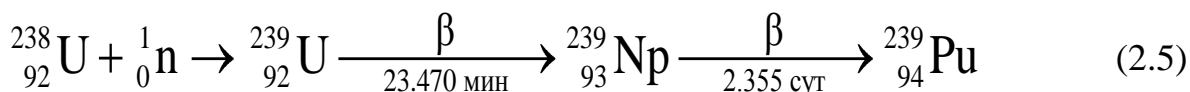
Выход вторичных нейтронов в расчете на каждый первичный нейтрон, поглощенный ядром урана-235, будет в  $\nu$  раз больше:

$$\eta = \frac{\nu}{1 + \frac{\sigma_{\text{зах}}}{\sigma_{\text{дел}}}}, \quad (2.4)$$

Эта величина называется *коэффициентом деления*. Одним из основных требований для протекания самоподдерживающейся цепной реакции деления является условие  $\eta > 1$ . Для урана-235 и тепловых нейтронов значения сечений реакций деления  $\sigma_{\text{дел}}$  и радиационного захвата  $\sigma_{\text{зах}}$  дают величину  $\eta=2,07$  ( $\nu=2,42$ ). Для природного урана с учетом концентраций урана-235 (0,72%) и урана-238 (99,28%) (его сечение деления на тепловых нейтронах весьма мало, а сечение радиационного захвата  $\sigma_{\text{зах}}=2,70$  барн) получаем  $\eta=1,33$ , что означает

возможность цепной самоподдерживающейся реакции деления на тепловых нейтронах в природном уране.

В случае урана-238 в реакциях радиационного захвата нейтронов образуются последовательно два короткоживущих элемента – уран-239 (период полураспада  $T_{1/2}=23,470$  мин) и нептуний-239 (период полураспада  $T_{1/2}=2,355$  сут), при естественном радиоактивном распаде которых с испусканием  $\beta$ -частиц образуется долгоживущий элемент плутоний-239 ( $T_{1/2}=2,41 \cdot 10^4$  лет):



Плутоний делится тепловыми нейтронами с более высокой эффективностью, чем уран-235 ( $\sigma_{\text{дел}}=748$  барн;  $\nu=2,88$ ;  $\eta=2,11$ ). Поэтому, учитывая, что основную массу природного урана составляет уран-238, возникла идея конверсии неделящегося урана-238 в делящийся плутоний-239 для использования его в качестве ядерного топлива. Но для осуществления этого процесса необходимы дополнительные нейтроны, кроме тех, что поддерживают непрерывную цепную ядерную реакцию деления. Для воспроизводства ядерного топлива, рожденные при делении нейтроны должны привести к появлению, как минимум, одного делящегося ядра взамен разделившегося.

Оказалось, что коэффициент деления  $\eta$  возрастает с увеличением энергии нейтрона, вызывающего деление, что повышает возможность воспроизводства делящихся ядер из сырьевого урана-238. Повышение энергии нейтрона от тепловой (менее 1 эВ) до  $10^6$  эВ (средняя энергия вторичных нейтронов деления) приводит к увеличению коэффициента деления  $\eta$  для урана-235 от 2,07 до 2,39 (на 15,5%), а для плутония-239 – от 2,11 до 2,88 (на 36,5%). Стало очевидным, что использование урана-238 в реакторе–размножителе, работающем на быстрых нейтронах, будет более эффективным, чем в реакторе на тепловых нейтронах. Анализ баланса вторичных нейтронов показал, что минимальным критерием воспроизводства ядерного топлива будут условия, когда  $\eta > 2$ . Чем больше значение  $\eta$ , тем выше будет коэффициент

воспроизводства (отношение числа рожденных ядер нового топлива к числу разделившихся и генерировавших вторичные нейтроны), что возможно в реакторах, работающих на быстрых нейтронах.

Наиболее подходящим делящимся материалом для воспроизводства ядерного топлива является плутоний-239, а необходимый для этого энергетический спектр нейтронов должен быть более высокоэнергетичным, что исключает применение в таких реакторах материалов, замедляющих нейтроны.

Исследования топливных циклов ядерных реакторов показали, что из одного и того же количества урана в реакторе–размножителе на быстрых нейтронах можно получить в ~80 раз больше энергии, чем в реакторе на тепловых нейтронах. Воспроизводство ядерного топлива по описанной выше схеме происходит в эксплуатируемых энергетических ядерных реакторах на тепловых нейтронах, и дополнительная энергосыработка за счет образующегося в используемом урановом топливе плутония-239 превышает 30%.

Ядерные реакторы можно спроектировать таким образом, чтобы деление происходило нейтронами, замедленными до тепловых энергий прежде, чем они вызовут деление, либо быстрыми нейтронами. Это приводит к двум различным типам ядерных реакторов – реакторам на тепловых нейтронах и реакторам на быстрых нейтронах.

Для замедления нейтронов деления в реакторах на тепловых нейтронах используют материалы, состоящие из элементов с небольшими массовыми числами, такие как вода, графит, тяжелая вода. Нейтроны, сталкиваясь с ядрами атомов замедлителя, теряют свою энергию и эффективно поглощаются ураном-235. Образующиеся при делении урана «осколки деления» обладают высокой кинетической энергией и их торможение в материале ядерного топлива приводит к его разогреву, т.е. к выделению в точке деления тепловой энергии, которая может быть отведена из активной зоны реактора теплоносителем.

### **Коэффициент размножения нейтронов**

На каждый поглощенный ядром урана-235 нейтрон в реакции деления образуется  $\eta=2,07$  новых быстрых нейтронов. Эти новые нейтроны используются



после их замедления для деления других ядер урана-235, что приводит к образованию еще большего количества нейтронов. В ядерном реакторе цепные ядерные реакции деления регулируются таким образом, что состояние равновесия достигается в случае, когда на каждый последующий акт деления урана-235 используется только один из новых нейтронов. В этих условиях коэффициент размножения нейтронов будет равен единице:

$$K = \frac{\text{Число нейтронов в одном поколении}}{\text{Число нейтронов в предыдущем поколении}} = 1 \quad (2.6)$$

Как упоминалось в главе 1 при  $K > 1$  число нейтронов во втором поколении превышает число нейтронов, поглощенных в первом поколении. При этом поток нейтронов и, следовательно, число актов деления увеличиваются с каждым последующим поколением нейтронов, что приводит к возрастанию энергии, выделяемой в реакторе. При  $K = 1$  число делений в единицу времени будет постоянным, постоянным будет и производство энергии в реакторе. При  $K < 1$  цепная реакция деления не может поддерживаться. Реактор, работающий при  $K = 1$ , называют критическим, при  $K > 1$  – надкритическим и при  $K < 1$  – подкритическим.

Если бы отсутствовал механизм регулирования процесса цепной реакции, то образующееся при делении тепло разрушило бы систему, в которой протекает реакция. В ядерных реакторах используются различные механизмы регулирования цепной реакции деления.

В любом поколении размноженных нейтронов нейтронный поток подвергается разнообразным изменениям. Некоторые нейтроны покидают пределы реактора (так называемые нейтроны утечки), другие поглощаются конструкционными материалами (например, замедлителем, теплоносителем, элементами системы регулирования и т.д.). На практике используют два различных коэффициента размножения:  $K_{\infty}$  – относится к среде бесконечных размеров (к реактору без утечки нейтронов) и  $K_{эф}$  – к физической среде (к

реактору конечных размеров). Эти величины связаны между собой соотношением

$$K_{эф} = K_{\infty} \cdot \Lambda, \quad (2.7)$$

где  $\Lambda$  – доля нейтронов, которые теряются за счет утечки в окружающую реактор среду.

Чтобы свести к минимуму утечку нейтронов, активную зону ядерного реактора, содержащую ядерное топливо, окружают отражателем нейтронов, которым для тепловых нейтронов обычно бывают графит, вода или бериллий, а для быстрых нейтронов часто используют железо.

Максимальная возможная надкритичность (при извлечении из активной зоны реактора всех поглотителей нейтронов) называется запасом надкритичности:

$$\Delta K_{эф} = K_{эф} - 1. \quad (2.8)$$

Чаще состояние ядерного реактора характеризуют реактивностью  $\rho$  – относительным отклонением величины  $K_{эф}$  от единицы

$$\rho = \frac{K_{эф} - 1}{K_{эф}} = \pm \frac{\delta K_{эф}}{K_{эф}} = \pm \frac{\Delta n}{n} \quad (2.9)$$

Физически это доля изменения количества нейтронов (делений) в новом поколении ко всем нейтронам (делениям) этого поколения.

Следует различать понятия «реактивность» и «запас реактивности». Реактивность – это степень отклонения реактора от критического состояния. В этом случае  $K_{эф}$  близок к единице и  $\rho \ll K_{эф}$ . Запас реактивности  $\rho_{зап}$  – это максимально возможная реактивность при полностью извлеченных из активной зоны реактора поглотителях:

$$\rho = \frac{\Delta K_{эф}}{K_{эф}} \quad (2.10)$$

В этом случае, как правило,  $K_{эф}$  существенно больше единицы.

Реактивность характеризует реакцию активной зоны реактора на изменение ее размножающих свойств в результате воздействия различных материальных и

геометрических факторов (температуры, концентрации поглотителей нейтронов и т.п.).

На рис. 2.1 представлена схема нейтронного цикла в ядерном реакторе.

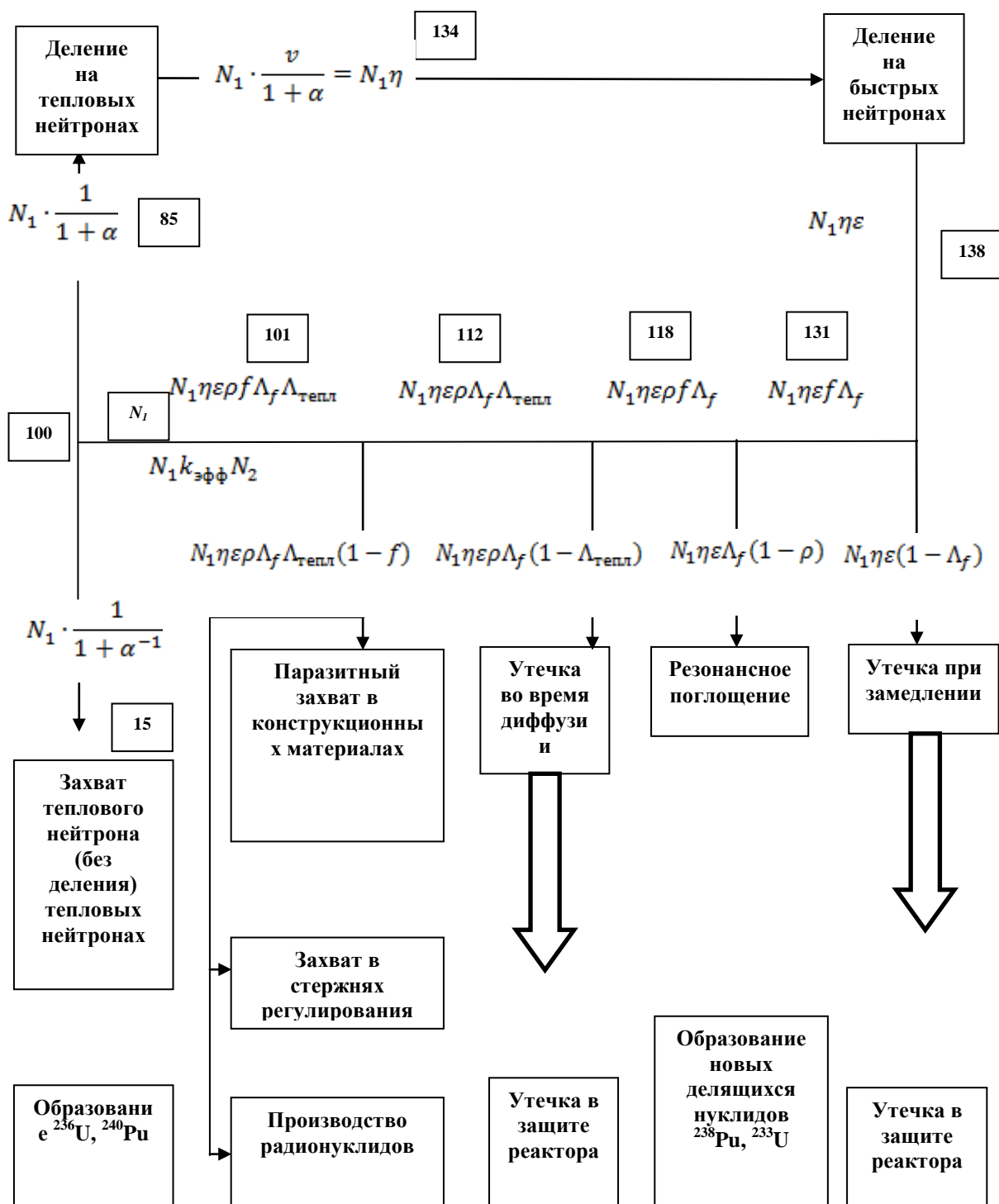


Рис. 2.1. Схема нейтронного цикла в ядерном реакторе

Если топливо из природного урана ( $\eta=1,33$ ) поглощает  $N_1=100$  нейтронов, то при делении испускается  $N_1 \eta=100 \cdot 1,33=133$  нейтрона (считаем, что утечка

нейтронов отсутствует,  $\Lambda=1$ ). Эти быстрые нейтроны деления также вызывают деление ядер урана, в результате чего испускаются новые нейтроны.

Этот процесс учитывается коэффициентом размножения на быстрых нейтронах  $\epsilon$ , величина которого в ядерном реакторе зависит от материала замедлителя. Для ядерного реактора с топливом из природного урана и замедлителя из графита величина  $\epsilon=1,03$ . Количество быстрых нейтронов деления возрастает в 1,03 раза и становится равным  $N \eta \epsilon=100 \cdot 1,33 \cdot 1,03=137$ .

Энергия этих быстрых нейтронов деления постепенно снижается из-за столкновений с ядрами атомов окружающей среды. При этом снижении энергия нейтронов проходит диапазон значений от  $10^4$  эВ до 1 эВ, в котором очень высока вероятность радиационного захвата нейтронов ядрами атомов урана без деления из-за больших резонансов в энергетических зависимостях сечений этой ядерной реакции ( $n, \gamma$ ), которые представлены на рис. 2.2.

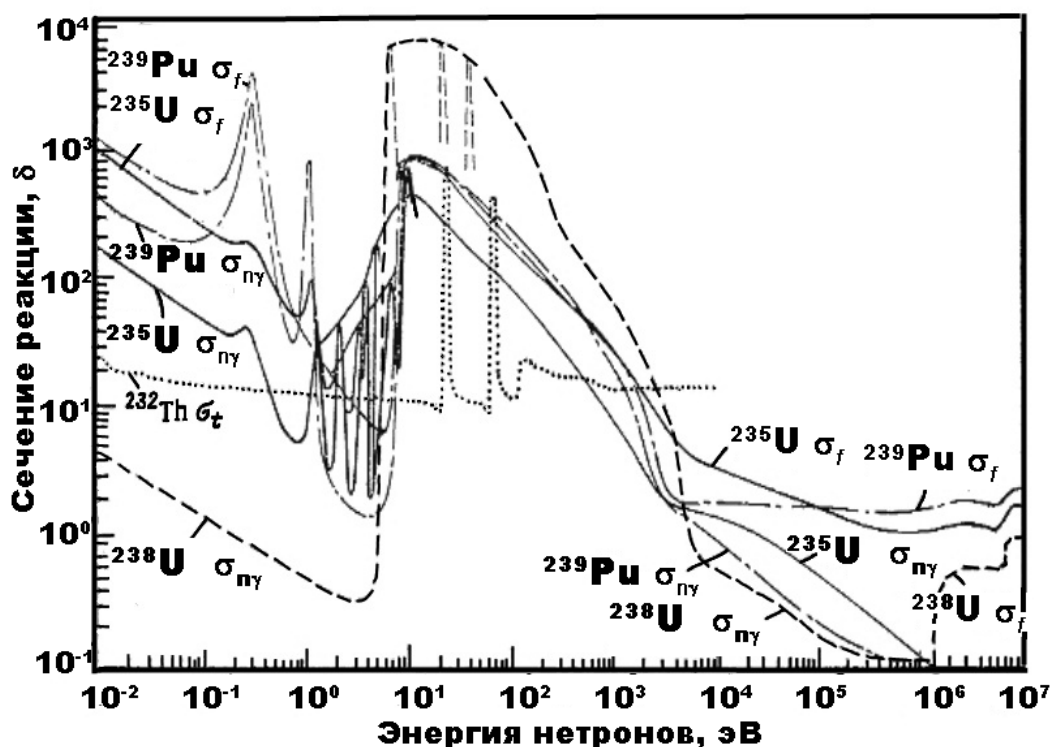


Рис. 2.2. Зависимость сечений реакций радиационного захвата ( $\sigma_\gamma$ ), деления ( $\sigma_f$ ) и полного сечения ( $\sigma$ ) от энергии нейтронов. В области энергий 1–5000 эВ приведены лишь огибающие пиков каждой кривой

Чтобы избежать этого «паразитного» захвата нейтронов при их замедлении, необходимо физически разделить замедлитель и топливо. Быстрые нейтроны деления, испускаемые топливными элементами, замедляются в окружающем их замедлителе, и число необходимых столкновений для замедления нейтронов легкими атомами замедлителя будет минимальным.

Вероятность поглощения быстрых нейтронов деления в процессе диффузии в замедлителе достаточно низкая, а вероятность избежать резонансного поглощения атомами урана высока (она обозначается  $p$ ). Из первоначального количества тепловых нейтронов  $N_1$ , захваченных ядрами атома урана-235, после замедления нейтронов, образовавшихся при делениях, будет получено  $N_1 \eta p$  тепловых нейтронов.

В реакторе с топливом из природного урана и замедлителем из графита  $p=0,9$ . Поэтому из первоначальных  $N_1 = 100$  тепловых нейтронов (без утечки,  $\Lambda=1$ ) в последовательных процессах деления, образования быстрых нейтронов деления и вызванного ими «быстрого» деления, увеличившего их количество, и последующего замедления быстрых нейтронов до тепловых энергий образуется  $N \eta p = 137$  тепловых нейтронов. Но с уменьшением энергии нейтронов до тепловых энергий сечения «паразитного» радиационного захвата нейтронов возрастают. Поэтому некоторое количество нейтронов, достигших тепловых энергий при замедлении, будет поглощено материалами конструкций и замедлителем.

Вероятность избежать захвата тепловых нейтронов обозначается  $f$  и называется *коэффициентом использования тепловых нейтронов*, который в нашем случае можно принять приблизительно равным 0,9. Поэтому из первоначального количества тепловых нейтронов  $N_1=100$  во втором поколении возникают  $N_2 = N_1 \eta p f = 111$  тепловых нейтронов, вызывающих последующее деление ядер уранового топлива.

Эти 111 тепловых нейтронов составляют второе поколение, которое в соответствии с определением коэффициента размножения нейтронов и является величиной  $K_\infty$ :

$$K_{\infty} = N_2/N_1 = \eta \epsilon p f. \quad (2.11)$$

Это выражение называют *формулой четырех сомножителей*. В нашем случае  $K_{\infty} = 1,11$ .

Величина  $\eta$  зависит от того, какое количество делящегося материала содержит топливо. Для трех других множителей характерна более сложная зависимость от конструкции ядерного реактора: от отношения объемов топлива и замедлителя, количества топлива, формы активной зоны и т.д.

Чтобы учесть уменьшение величины  $f$  в процессе работы ядерного реактора, энергетические ядерные реакторы проектируют с  $K_{\infty} = 1,2-1,3$ , а не 1,11, как в приведенном примере. Используют еще большие значения  $K_{\infty}$ , например в реакторах с высоким обогащением ядерного топлива. В реакторах с высоким  $K_{\infty}$ , который допускает большую глубину выгорания топлива, чтобы уменьшить  $K_{\infty}$ , можно вначале вводить выгорающий поглотитель нейтронов. Таким поглотителем нейтронов может служить гадолиний, особенно  $^{157}\text{Gd}$ , который составляет 16% природного гадолиния и имеет сечение поглощения тепловых нейтронов 254 000 барн. Даже небольшое количество гадолиния значительно понижает коэффициент использования тепловых нейтронов  $f$ . Гадолиний непрерывно убывает в процессе работы ядерного реактора, но одновременно образуются продукты реакции деления, которые являются поглотителями тепловых нейтронов, и их появление компенсирует убыль гадолиния; в результате поддерживается удовлетворительная величина  $K_{\infty}$ . Чтобы достичь возможно большего значения  $K_{\infty}$ , все материалы в реакторе должны быть исключительно чистыми. Точные соотношения, определяющие зависимость сомножителей в выражении для  $K_{\infty}$  от геометрии, изотопного состава топлива и т.д., весьма сложны. Достаточно отметить, что можно рассчитать оптимальное геометрическое расположение топлива и замедлителя.

### **Замедление и диффузия нейтронов. Время жизни нейтронов**

Все действующие ядерные реакторы имеют утечку нейтронов из активной зоны, которая уменьшает их количество во втором поколении. Нейтрон в

процессе замедления и последующей диффузии взаимодействует с ядрами атомов размножающей среды, перемещаясь от места своего рождения в точке реакции деления до точки взаимодействия (рис. 2.3).

Свободный нейтрон – нестабильная частица, распадающаяся на протон, электрон и антинейтрино.

Среднее время жизни свободного нейтрона 15,3 мин, но если нейтрон находится в конденсированной среде, то время его жизни определяется вероятностью его поглощения (сечением поглощения атомами среды)  $t = (v \cdot \Sigma_a)^{-1}$ , где  $v$  – средняя скорость нейтрона в тепловой группе (см/с);  $\Sigma_a = \sigma_a N$  – макроскопическое сечение поглощения нейтрона ядрами атомов среды (см<sup>-1</sup>), равное произведению микроскопического сечения поглощения нейтрона отдельным атомом  $\sigma_a$  (см<sup>2</sup>/атом) на концентрацию  $N$  атомов среды (атом/см<sup>3</sup>).

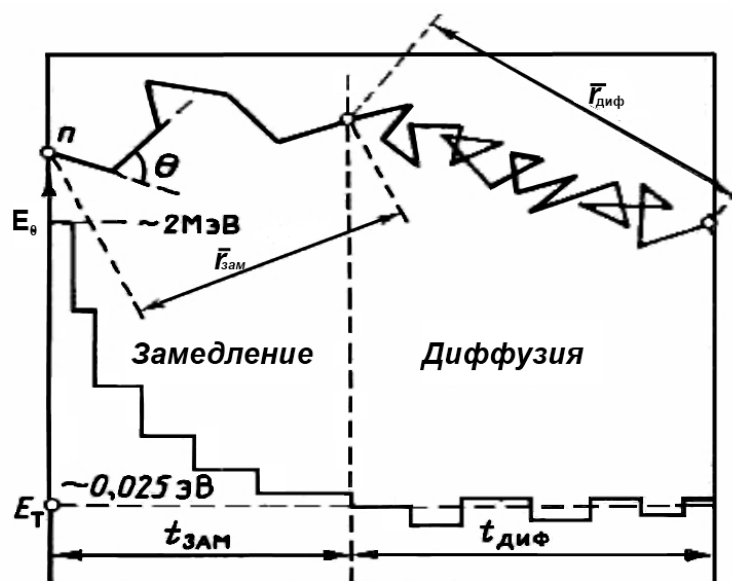


Рис. 2.3. Схема замедления и диффузии нейтронов

Наименьшим макроскопическим сечением поглощения (из конденсированных сред) обладает тяжелая вода D<sub>2</sub>O:  $\Sigma_a = 10^{-4}$  см<sup>-1</sup>. Так как средняя скорость тепловых нейтронов  $v = 2,5 \cdot 10^5$  см/с, то время жизни теплового нейтрона в тяжелой воде  $t_T = 0,04$  с. В реакторах на тепловых нейтронах  $t_T = 10^{-4} - 10^{-3}$  с. Возраст нейтрона  $\tau$  – мера среднего расстояния по прямой, на которое смещается

нейтрон от точки рождения с энергией  $E_0$  до точки, где он замедлится до энергии  $E$ :

$$\tau = \frac{1}{6} \cdot \overline{r_{зам}^2} = \ln \frac{E_0}{E} / 3\xi \sum_s^2 (\overline{\cos \Theta}) \quad (2.12)$$

где  $\Sigma_s$  – макроскопическое сечение рассеяния нейтрона атомами среды (замедлителя). Логарифм отношения энергий называется летаргией, а среднее изменение летаргии при одном столкновении называется средним логарифмическим декрементом энергии  $\xi$ , нейтрона при столкновении его с ядром и характеризует потерю энергии нейтроном, имевшим до столкновения энергию  $E_1$ , а после столкновения  $E_2$ :

$$\xi = \ln\left(\frac{E_1}{E_2}\right) = 1 + \frac{(A-1)^2}{2A} \ln \frac{A-1}{A} + 1, \quad (2.13)$$

где  $A$  – массовое число атома замедлителя.

Для  $A > 12$  (что соответствует графиту)  $\xi(A > 12) \approx 2/(A + 2/3)$ .

Среднее число столкновений  $Z$ , необходимых для замедления нейтронов деления с энергией  $E_1$  в замедлителе с логарифмическим декрементом  $\xi$ :

$$Z = \frac{1}{\xi} \cdot \ln \frac{E_1}{E_2} = \frac{A}{2} + \frac{1}{3} + \frac{1}{18A} \ln \frac{E_1}{E_2}. \quad (2.14)$$

Для замедлителя, состоящего из атомов с массовым числом  $A > 12$ ,

$$Z_{A > 12} \approx \frac{A}{2} \cdot \ln \frac{E_1}{E_2}. \quad (2.15)$$

Для замедления нейтронов средней энергии деления  $E_0 = 2$  МэВ до тепловой энергии  $E_T = 0,025$  эВ необходимо количество столкновений  $Z = 18,2/\xi$ . В таблице 2.1 приведены значения величин  $\xi^{-1}$  и  $Z$  для некоторых элементов.

**Таблица 2.1. Среднее число столкновений при замедлении нейтронов деления**

Величины	Элементы					
	$^1\text{H}$	$^2\text{D}$	$^9\text{B}$	$^{12}\text{C}$	$^{27}\text{Al}$	$^{208}\text{Pb}$
$\xi^{-1}$	1	1,38	4,8	6,34	13,8	104,3
$Z$	18	25	88	115	251	1896



Из таблицы 2.1 видно, что даже для водорода среднее число столкновений нейтрона в процессе замедления намного больше единицы.

Замедлившийся нейтрон находится в тепловом равновесии со средой, его движение сопровождается многократным изменением направления и скорости в результате столкновений с ядрами атомов до тех пор, пока он не будет поглощен одним из них (см. рис. 2.8).

*Длина диффузии нейтрона*  $L$  (м) – мера среднего расстояния по прямой ( $r_{\text{диф}}$ ), на которое смещается нейтрон от точки, где он стал тепловым, до точки поглощения:

$$L^2 \left( \frac{1}{6} \overline{r_{\text{диф}}^2} \right) = \left[ 3 \cdot \Sigma_a \cdot \Sigma_s (1 - \overline{\cos \theta}) \right]^{-1}. \quad (2.16)$$

*Длина миграции нейтрона*  $M$  (м<sup>2</sup>) – мера среднего расстояния по прямой, на которое смещается нейтрон от точки своего рождения до точки поглощения; площадь миграции нейтрона  $M = \tau + L^2$ .

*Коэффициент замедления нейтронов* характеризует способность вещества замедлять и сохранять нейтроны (не поглощать):  $K_{\text{зам}} = \xi \Sigma_s / \Sigma_a$ ,

где  $\xi \Sigma_s$  – замедляющая способность вещества замедлителя ( $\Sigma_s$  – макроскопическое сечение рассеяния нейтронов в этом веществе).

В таблице 2.2 представлены диффузионные и замедляющие характеристики некоторых веществ.

**Таблица 2.2 Диффузионные и замедляющие характеристики некоторых веществ (температура среды 20°C)**

Элемент, химическое соединение	$\xi_a, \text{см}^{-1}$	$\Sigma_s, \text{см}^{-1}$	$D, \text{см}^{-1}$	$L, \text{см}^{-1}$	$\xi \Sigma_s, \text{см}^{-1}$	$\tau, \text{см}^{-1}$
H <sub>2</sub> O	1,972 10 <sup>-2</sup>	1,496	0,142	2,69	1,3851	26,9
D <sub>2</sub> O	3,887 10 <sup>-3</sup>	0,350	0,841	147	0,1784	118
Be	8,29 10 <sup>-4</sup>	0,757	0,488	24,4	0,1561	90
BeO	4,74 10 <sup>-4</sup>	0,666	0,628	36,5	0,1156	95
C	2,605 10 <sup>-4</sup>	0,397	0,829	56,4	0,0626	297

### Утечка нейтронов и критические размеры

Утечка быстрых  $L_B$  и тепловых  $L_T$  нейтронов зависит от средних расстояний, которые нейтроны проходят в процессе замедления от точки своего рождения и в процессе диффузии  $L$  до точки, где они вызовут новое деление, а также от геометрии активной зоны и отражателя, определяемой геометрическим лапласианом  $B^2$ :

$$L_B = \exp(-B^2 \tau); \quad L_T = (1 + B^2 L^2)^{-1}. \quad (2.17)$$

Вышеприведенные характеристики пространственного поведения нейтронов в размножающей среде позволяют определить эффективный коэффициент размножения нейтронов  $K_{эф}$ , учитывая реальную геометрию ядерного реактора:

$$K_{эф} = K_{\infty} \cdot L_B \cdot L_T = \frac{K_{\infty} \cdot \exp(-B^2 \tau)}{1 + B^2 L^2} \approx \frac{K_{\infty}}{1 + B^2 (L^2 \tau)}. \quad (2.18)$$

Это выражение для  $K_{эф}$  называется *критическим уравнением*. Так как площадь миграции нейтрона  $M = L^2 + \tau$ , то для крупного критического реактора на тепловых нейтронах критическое уравнение имеет вид:

$$K_{эф} = \frac{K_{\infty}}{1 + B^2 M^2} = 1. \quad (2.19)$$

Геометрический лапласиан  $B^2$  зависит от распределения потока нейтронов в ядерном реакторе. Расчет лапласиана  $B^2$  для гетерогенных реакторов довольно сложный. Для цилиндрической активной зоны радиусом  $R$  (м) и высотой  $H$  (м) величина  $B^2$  (м<sup>-2</sup>) определяется из соотношения:

$$B^2 = \left( \frac{\pi}{H + 2\delta_{эф}} \right)^2 + \left( \frac{2,405}{R + \delta_{эф}} \right)^2. \quad (2.20)$$

Для сферической активной зоны радиусом  $R$   $B=\pi/(R+\delta_{\text{эф}})$ , где  $\delta_{\text{эф}}$  – эффективная добавка, учитывающая уменьшение линейных размеров активной зоны за счет отражателя нейтронов.

Величина  $K_{\text{эф}}$  возрастает при уменьшении лапласиана  $B^2$ , а так как  $B$  пропорционально  $1/R$ , то она уменьшается при увеличении размера ядерного реактора. Величина  $K_{\infty}$  пропорциональна объему реактора (для сферы пропорциональна  $R^3$ ), а утечка нейтронов – поверхностный эффект (пропорциональный  $R^2$ ).

Для каждого реактора существует минимальный критический размер ( $K_{\infty}=1$ ), отношение поверхности которого к объему настолько велико, что утечки нейтронов достаточно для предотвращения цепной реакции деления.

Самые небольшие критические размеры получают для однородных (гомогенных) систем из чистых делящихся изотопов с максимальным отражением нейтронов от окружающего их отражателя.

Для нейтронов спектра деления критическая масса металлической сферы из чистого урана-235 равна 22,8 кг, из урана-233 – 7,5 кг, из плутония-239 – 5,6 кг при наличии отражателя нейтронов из металлического урана толщиной 20 см.

### **Кинетика ядерного реактора**

Среднее время жизни нейтрона  $t_n$  в ядерном реакторе, за которое нейтроны завершают один виток нейтронного цикла, определяется временем замедления нейтрона  $t_{\text{зам}}$  от энергии  $E_0$  (скорость  $V_0$ ) и диффузии  $t_{\text{диф}}$  теплового нейтрона (со скоростью  $V_T$ ) до его поглощения:

$$t_{\text{зам}} = (2 / \xi \Sigma_s) (1/V - 1/V_0) \approx \frac{2}{\xi \Sigma_s \cdot V_T} \quad (2.21)$$

В ядерных реакторах на тепловых нейтронах время жизни нейтрона от рождения до поглощения практически определяется временем диффузии

$$\frac{t_{\text{диф}}}{t_{\text{зам}}} \approx \frac{\xi \Sigma_s}{2 \Sigma_a} = \frac{1}{2} K_{\text{зам}}, \quad (2.22)$$

$$\text{т.е. } t_{\text{диф}} > t_{\text{зам}},$$

и равно  $t_{\text{н}} = 10^{-4} - 10^{-3} \text{ с}$ . В реакторах на быстрых нейтронах время жизни нейтрона составляет  $t_{\text{н}} = 10^{-7} - 10^{-6} \text{ с}$ , в ядерном оружии (быстрые гомогенные реакторы) оно еще короче:  $t_{\text{н}} = 10^{-9} - 10^{-8} \text{ с}$ . Для поддержания цепной реакции деления используется один нейтрон; общее количество нейтронов  $N$  в ядерном реакторе изменяется со временем  $t$  в соответствии с уравнением:

$$\frac{dN}{dt} = \frac{N(K_{\text{эф}} - 1)}{t_{\text{н}}} + N_{\text{ист}}, \quad (2.23)$$

где  $N_{\text{ист}}$  – вклад любого присутствующего в активной зоне реактора источника нейтронов в отсутствие делений (например, постоянного источника нейтронов).

На практике встречаются три варианта величины эффективных коэффициентов размножения  $K_{\text{эф}} < 1$ ,  $K_{\text{эф}} > 1$  и  $K_{\text{эф}} = 1$ . Решение вышеприведенного выражения, описывающего изменение потока нейтронов со временем  $N(t)$  для различных значений  $K_{\text{эф}}$ , приводит к разным результатам.

1)  $K_{\text{эф}} < 1$ , реактор подкритический:

$$N(t) = \frac{N_{\text{ист}} \cdot t_{\text{н}}}{1 - K_{\text{эф}}}. \quad (2.24)$$

В этом случае число нейтронов в активной зоне ядерного реактора зависит от интенсивности постоянного источника нейтронов. Реактор действует как усилитель потока нейтронов источника  $N_{\text{ист}}$ , причем усиление возрастает при увеличении  $K_{\text{эф}}$  (по мере приближения величины  $K_{\text{эф}}$  к единице).

2)  $K_{\text{эф}} > 1$ , реактор надкритический:

$$N(t) = \left( N_0 - \frac{N_{\text{ист}} \cdot t_{\text{н}}}{K_{\text{эф}} - 1} \right) \cdot \exp\left[\frac{(K_{\text{эф}} - 1) \cdot t}{t_{\text{н}}}\right] + N_{\text{ист}} \cdot t_{\text{н}} (K_{\text{эф}} - 1)^{-1}, \quad (2.25)$$

где  $N_0$  – число нейтронов в момент времени  $t=0$ .

Если  $N_{\text{ист}}=0$ , то это выражение приобретает вид  $N(t)=N_0 \cdot \exp[(K_{\text{эф}} - 1) \cdot t / t_{\text{н}}]$  и поток нейтронов, а следовательно, и мощность экспоненциально возрастают со временем.

3)  $K_{\text{эф}}=1$ , реактор критический:  $N(t)=N_0 + N_{\text{ист}} \cdot t$ .

Это выражение показывает, что число нейтронов немного возрастает со временем, но величина  $N_{\text{ист}} \cdot t$  обычно пренебрежимо мала.

Удобным переменным параметром для описания динамического поведения реактора является реактивность  $\rho$ , связанная с коэффициентом размножения нейтронов соотношением  $\rho=(K_{\text{эф}}-1)/K_{\text{эф}}$ .

Реактивность, так же, как коэффициент размножения, — величина безразмерная, часто измеряемая в процентах. Например, реактивность, равная 1%, соответствует  $\rho=0,01$ . Реактивность критического реактора равна нулю, поскольку в этом случае  $K_{\text{эф}}=1$ . Любое изменение реактивности приводит к отклонению плотности потока нейтронов в активной зоне ядерного реактора от стационарной величины. Величина  $t_{\text{н}}/(K_{\text{эф}} - 1)=T$  называется постоянной времени реактора (или его периодом). В нормально работающем ядерном реакторе  $K_{\text{эф}}$  близок к единице и  $\rho \approx \Delta K_{\text{эф}}$ , поэтому период реактора  $T \approx t_{\text{н}}/\Delta K$  и уравнение, описывающее поведение потока нейтронов  $N(t)$  в случае  $K_{\text{эф}}>1$  (случай 2), будет иметь вид

$$N(t) = N_0 \exp\left(\frac{\Delta K_{\text{эф}}}{t_{\text{н}}}\right) \cdot t = N_0 \exp\left(\frac{t}{T}\right). \quad (2.26)$$

При таких условиях плотность потока нейтронов в активной зоне ядерного реактора и его мощность будут возрастать экспоненциально. Чем короче период реактора  $T$ , тем быстрее возрастают поток нейтронов и мощность реактора. Даже в реакторе с графитовым замедлителем, в котором время жизни нейтронов достигает величины  $t_{\text{н}} \approx 10^{-3}$  с, плотность потока нейтронов будет возрастать очень быстро, если реактивность  $\rho$  будет заметно больше нуля. Например, при  $K_{\text{эф}}=1,001$  период реактора будет порядка  $T=10^{-3}/0,001=1$  с, и при отсутствии корректирующего воздействия органов управления реактора его мощность за

$t=10$  с увеличится в  $e^{10} \approx 2 \cdot 10^4$  раз. В ядерном реакторе с обогащенным урановым топливом и замедлителем из обычной воды  $H_2O$  время жизни нейтронов порядка  $10^{-4}$  с, и период разгона ядерного реактора  $T=10^{-4}/0,001=0,1$  с. Период разгона реактора на быстрых нейтронах еще меньше.

Ясно, что при отсутствии стабилизирующего влияния запаздывающих нейтронов время реакции ядерного реактора на изменение реактивности настолько мало, что управлять реактором практически невозможно.

### Управление ядерным реактором

Доля запаздывающих нейтронов в полном потоке нейтронов деления мала и составляет для урана-235 величину  $\beta=0,0065$  (0,65%). Для урана-233  $\beta=0,28\%$ , для плутония-239  $\beta=0,21\%$ . Запаздывающие нейтроны очень важны для управления ядерными реакторами. Это обусловлено тем, что среднее время запаздывания нейтронов является единственной относительно большой постоянной времени процесса, который замедляет динамическую реакцию реактора настолько, что делает возможным его регулирование введением и выведением из активной зоны реактора поглотителей нейтронов.

Запаздывающие нейтроны испускаются радиоактивными ядрами элементов, образованными в процессе последовательных естественных радиоактивных  $\beta^-$ -превращений многих ядер – продуктов реакции деления и называемыми *предшественниками запаздывающих нейтронов*.

Запаздывающие нейтроны делят на шесть групп ( $i=6$ ), каждая из которых характеризуется постоянной радиоактивного распада  $\lambda_i$  предшественников, испускающих их. Существование запаздывающих нейтронов приводит к тому, что среднее (или эффективное) время жизни нейтронов оказывается намного больше времени жизни  $t_n$  одних только мгновенных нейтронов деления

$$t_n^{\text{эф}} = (1 - \beta)t_n + \sum_i \beta_i \tau_i, \quad (2.27)$$

где  $\beta_i$  – часть от полного выхода нейтронов при делении, соответствующая запаздывающим нейтронам, входящим в группу  $i$ , величина  $\tau_i$  – среднее время

запаздывания этих нейтронов, равное периоду полураспада соответствующих предшественников, деленному на  $\ln 2$ . Для урана-235 эффективное время жизни нейтронов:

$$t_n^{\text{эф}} = (1 - \beta)t_n + \sum_{i=1}^6 \beta_i \tau_i \approx 0,1 \text{ с.} \quad (2.28)$$

В этом случае период разгона ядерного реактора при избыточной реактивности  $\rho=0,1\%$  ( $K_{\text{эф}}=1,001$ ) будет равен около  $T \approx 100$  с, т.е. реакция ядерного реактора на изменение реактивности, равное  $0,1\%$ , будет достаточно медленной, и появляется запас времени на корректировку уровня мощности реактора стержнями регулирования. Таким образом, запаздывающие нейтроны удлиняют период реактора почти в 100 раз, значительно облегчая его регулирование (таблица 2.3).

На рис. 2.4 представлена зависимость периода реактора  $T$  от реактивности для различных значений эффективного времени жизни  $\tau_i$  поколения нейтронов.

**Таблица 2.3. Характеристика запаздывающих нейтронов**

Параметры				Выход запаздывающих нейтронов на одно деление, $10^{-2}$				
Номер группы	$T_{1/2}$ , с	$\tau$ , с	$E_n$ , кэВ	$^{233}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{232}\text{Th}$	$^{238}\text{U}$
1	54–56	78–81	250	0,06	0,05	0,02	0,17	0,05
2	21–23	30–33	560	0,20	0,35	0,18	0,74	0,56
3	5–6	7,2–8,7	430	0,17	0,31	0,13	0,77	0,67
4	1,9–2,3	2,7–3,3	620	0,18	0,62	0,20	2,21	1,60
5	0,5–0,6	0,7–0,9	420	0,03	0,18	0,05	0,85	0,93
6	0,17–0,27	0,25–0,39		0,02	0,07	0,03	0,21	0,31
Полное число запаздывающих нейтронов на одно деление, $10^{-3}$				0,66	1,58	0,61	4,95	4,12
Доля запаздывающих нейтронов $\beta$ , %				0,26	0,64	0,21	2,2	1,57

Реактивность часто измеряют в долях  $\beta$  запаздывающих нейтронов (которая зависит от используемого в ядерных реакторах ядерного топлива), а не в абсолютных единицах. Единицу относительной реактивности  $\rho/\beta$  называют долларом, а ее сотую часть – центом. Использование таких единиц реактивности удобно тем, что одинаковая реактивность, выраженная в долларах, вызывает разгон реактора с одним и тем же периодом независимо от того, на каком делящемся топливе он работает.

При небольшой реактивности период разгона ядерного реактора практически не зависит от эффективного времени жизни поколения нейтронов (см. рис. 2.2). Когда реактивность становится равной или больше полной доли запаздывающих нейтронов

$$\rho \geq \beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i, \quad (2.29)$$

то период разгона реактора становится очень малым и сильно зависит от эффективного времени жизни нейтронов. В случае, когда  $\rho > \beta$ , реактор становится надкритическим только на одних мгновенных нейтронах, влияние запаздывающих нейтронов в этом случае незначительно, и мощность реактора будет возрастать катастрофически быстро. Такой реактор называют *мгновенно критичным*. Конструкцию ядерного оружия рассчитывают таким образом, чтобы оно было мгновенно критичным при  $\Delta K \geq 1$ , давая период разгона  $T > 10^{-8}$  с.

Реакторы для производства энергии проектируют критичными на запаздывающих нейтронах. Если в реакторе на тепловых нейтронах, работающем на урановом топливе,  $\Delta K \geq \beta$  ( $K_{эф} \geq 1,0065$ ), то период разгона реактора будет равен  $T = 13$  с при времени жизни поколения нейтронов  $t_n^{эф} = 0,084$  с. В соответствии с уравнением  $N(t) = N_0 \cdot \exp(t/T)$  количество нейтронов в его активной зоне и мощность будут удваиваться через каждые 10 с. Обычно  $K_{эф} < 1,0065$  (т.е.  $1 - K_{эф} < \beta$ ) и время удваивания мощности реактора увеличивается. Реактор должен быть спроектирован так, чтобы исключить увеличение реактивности на величину такого порядка. Ситуация, когда  $\rho = \beta$ , называется



критичностью на мгновенных нейтронах, а при  $\rho > \beta$  говорят о надкритичности на мгновенных нейтронах.

Изменение мощности ядерного реактора в надкритическом состоянии ( $K_{эф} > 1, \rho > 0$ ) происходит по экспоненциальному закону:

$$N(t) = N(t_n) \cdot \exp(t/T), \quad (2.30)$$

где  $N(t_n) = N_0 \beta_{эф} / (\beta_{эф} - \rho)$  – мощность после скачка на мгновенных нейтронах от значения  $N_0$  при  $\rho = 0$  (рис. 2.8).

В этом выражении  $\beta_{эф} = \gamma \beta_{эф}$  – эффективная доля запаздывающих нейтронов,  $\gamma$  – эффективность запаздывающих нейтронов, доля которых равна  $\beta$ . Коэффициент  $\gamma$  характеризует ценность запаздывающих нейтронов, которая зависит от типа ядерного реактора, вида ядерного топлива, энергетического спектра нейтронов и т. п.

Если реактивность, введенная в активную зону критического ядерного реактора, отрицательна (т.е. коэффициент размножения нейтронов внезапно уменьшился), то мощность реактора скачком падает на величину  $N(t_n)$  и далее уменьшается по экспоненциальному закону, причем со временем период затухания будет определяться наиболее долгоживущей группой запаздывающих нейтронов. При введении в активную зону ядерного реактора очень большой отрицательной реактивности мощность реактора уменьшается чрезвычайно быстро и достигает значения, соответствующего остановленному реактору (см. рис. 2.5).

Изменение реактивности  $\rho$  сопровождается изменением соотношения между количеством мгновенных  $n_{мгн}$  и запаздывающих  $n_{зап}$  нейтронов, которое протекает в течение некоторого времени (так называемый переходной период). При положительном скачке величины реактивности от  $\rho = 0$  до  $\rho < \beta_{эф}$  происходит увеличение мощности на мгновенных нейтронах в течение долей секунды, определяемое временем жизни мгновенных нейтронов:

$$N(t_n) = N_0 \frac{\beta_{эф}}{\beta_{эф} - \rho}. \quad (2.31)$$

Мощность от значения  $N_0$  при  $\rho=0$  возрастает до  $N(t_n)$  на величину

$$\Delta N^+ = N(t_n) - N_0 = N_0 \frac{\rho}{\beta_{эф} - \rho}, \quad (2.32)$$

где  $\Delta N^+$  – положительный скачок мощности.

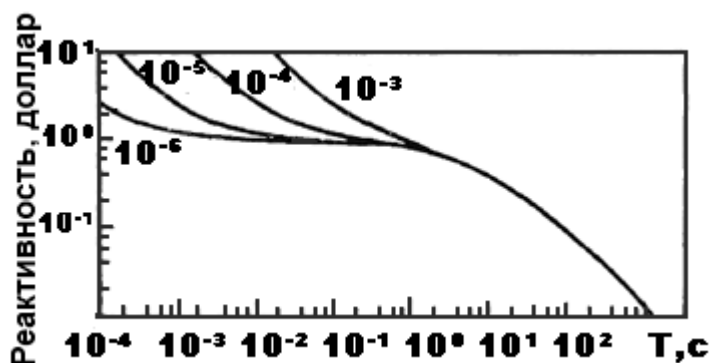


Рис. 2.4. Зависимость реактивности от периода разгона реактора  $T$  на  $^{235}\text{U}$ -топливе при различных средних временах жизни нейтронов  $t_n$

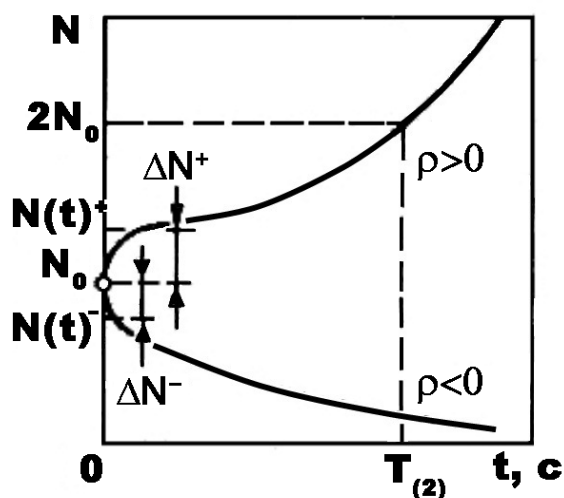


Рис. 2.5. Изменение мощности ЯР в надкритическом и подкритическом состояниях

После этого введения реактивности  $0 < \rho < \beta_{эф}$ , количество запаздывающих нейтронов  $n_{зап}$  в течение некоторого времени остается на прежнем уровне, а количество мгновенных нейтронов  $n_{мгн}$  сразу же возрастает до нового значения  $n'_{мгн}$ , что приводит к уменьшению доли запаздывающих нейтронов и эффективному времени жизни поколений нейтронов, что уменьшает период разгона ядерного реактора  $T$ , и процесс наращивания мощности реактора протекает ускоренно до установления постоянного соотношения  $n_{зап}(t)/n_{мгн}(t)$ . Нарушается баланс и при введении отрицательной реактивности, но в этом случае величина  $\beta_{эф}$  возрастает, так как  $n_{мгн}$  сразу же уменьшается, а  $n_{зап}$  некоторое время остается на прежнем уровне. Поэтому при одинаковом по

абсолютному значению скачке реактивности  $\rho$  от нулевого значения ( $\rho=0$ ), но разного знака  $\pm\rho$ , снижение плотности потока нейтронов в активной зоне ядерного реактора и его мощности происходит медленнее, чем увеличение. При скачке реактивности  $\rho < 0$  после снижения мощности на мгновенных нейтронах до уровня  $N(t_n)$  на величину:

$$\Delta N = N_0 - N(t_n) = N_0 \frac{\rho}{\beta_{эф} + [-\rho]} \quad (2.33)$$

дальнейший спад мощности реактора будет определяться постоянной скорости радиоактивного распада наиболее долгоживущей группы атомных ядер (осколков деления) – предшественников запаздывающих нейтронов, т.е. с периодом  $T=80,6$  с. Чем большая отрицательная реактивность ( $-\beta$ ) вводится в активную зону ядерного реактора, тем быстрее достигается этот период спада мощности, но увеличить скорость снижения мощности с этого момента невозможно. При работе ядерного реактора на стационарной мощности запаздывающие нейтроны не играют никакой роли, потому что дефицит нейтронов в момент деления компенсируется поступлением из ранее появившихся осколков деления.

Величина периода разгона ядерного реактора  $T$  и реактивность  $\rho$  связаны с долей запаздывающих нейтронов  $\beta_i$  и их временем запаздывания  $\tau_i$  соотношением, которое иногда называют *формулой обратных часов*:

$$\rho = \frac{t_n}{T \cdot K_{эф}} + \sum_i \frac{\beta_i \tau_i}{\tau_i + T} \approx \frac{1}{T} + \frac{t_n^{эф}}{\tau_{зап} + T}, \quad (2.34)$$

где  $t_n$  – время жизни поколения мгновенных нейтронов деления;  $K_{эф}=1/(1-\rho)$  – эффективный коэффициент размножения нейтронов;  $\beta_i$  – доля запаздывающих нейтронов  $i$ -ой группы;  $\tau_i$  – время жизни осколков деления – источников запаздывающих нейтронов;  $\tau_{зап}$  – усредненное по шести группам запаздывающих нейтронов время жизни осколков-источников (для урана-235 величина  $\tau_{зап}=12$  с);  $t_n^{эф}$  – усредненное по мгновенным (времени жизни) и запаздывающим (времени запаздывания) нейтронам время жизни поколения нейтронов:

$$t_n^{\text{эф}} = (t_n \cdot n_{\text{мгн}} + \tau_{\text{зап}} \cdot n_{\text{зап}}) / n = t_n \cdot n_{\text{мгн}} / n + \tau_{\text{зап}} \cdot n_{\text{зап}} / n = t_n (1 - \beta) + \tau_{\text{зап}} \cdot \beta, \quad (2.35)$$

где  $n = n_{\text{мгн}} + n_{\text{зап}}$  – количество мгновенных ( $n_{\text{мгн}}$ ) и запаздывающих ( $n_{\text{зап}}$ ) нейтронов, возникающих при одном акте деления. В ядерном реакторе на тепловых нейтронах с урановым топливом (уран-235)

$$t_n^{\text{эф}} \approx \tau_{\text{зап}} \cdot \beta_{\text{эф}} \approx 0,089 \text{ с}. \quad (2.36)$$

Благодаря большой величине  $\tau_{\text{зап}}$  запаздывающие нейтроны на два и более порядка (более чем в сто раз) увеличивают среднее время жизни нейтронов одного поколения, создавая возможность управления цепной реакцией. Однако это справедливо только при  $\rho < \beta_{\text{эф}}$ , а при  $\rho = \beta_{\text{эф}}$  влияние запаздывающих нейтронов на скорость изменения мощности ядерного реактора прекращается, это и есть граница управляемости ядерного реактора.

Практически для всех ядерных реакторов  $\gamma > 1$ . В ядерных реакторах на тепловых нейтронах запаздывающие нейтроны рождаются с меньшей энергией ( $E_{\text{зап}} \approx 0,5 \text{ МэВ}$ ), чем мгновенные ( $E_{\text{мгн}} \approx 2 \text{ МэВ}$ ), они имеют меньшие пробеги и утечку. Поэтому доля запаздывающих нейтронов по отношению к мгновенным нейтронам после их замедления от 2 до 0,5 МэВ возрастает: величина  $\gamma$  может достигать значения, равного 1,2, а величина  $\beta_{\text{эф}} \approx 1,2 \cdot 0,64\% = 0,8\%$  для урана-235. Чем меньше размеры активной зоны реактора, тем больше ценность запаздывающих нейтронов.

Для водо-водяных реакторов  $\gamma \approx 1 + 20B^2$ , где  $B$  – геометрический параметр (лапласиан) активной зоны. Если в активной зоне ядерного реактора есть бериллий или тяжелая вода, то на поведение ядерного реактора вблизи критического состояния ( $\rho < \beta$ ) могут оказывать влияние фотонейтроны из фотоядерных реакций ( $\gamma, n$ ) вследствие облучения Be и D  $\gamma$ -квантами, испускаемыми продуктами деления.

В ядерных реакторах на быстрых нейтронах, в которых для воспроизводства ядерного топлива используется уран-238, эффективность запаздывающих нейтронов существенно выше, чем для урана-235 и плутония-239 (табл. 2.3). В этом случае даже в ядерном реакторе с плутонием-239 величина  $\beta_{эф}$  будет достаточно большой.

Увеличение ценности запаздывающих нейтронов расширяет диапазон допустимого изменения реактивности  $\rho$  при управлении ядерным реактором ( $\rho < \beta_{эф} = \gamma \cdot \beta$ ).

То обстоятельство, что плотность потока нейтронов в активной зоне ядерного реактора возрастает и уменьшается, постепенно приближаясь к своему возможному значению (асимптотически) в соответствии с периодом  $T = t_n^{эф} / \rho$ , зависящим от введенной реактивности  $\rho$ , позволяет сравнительно легко управлять ядерным реактором перемещением стержней регулирования в его активной зоне, материал которых сильно поглощает нейтроны, на заданное, заранее откалиброванное расстояние.

### Температурный коэффициент реактивности

Одним из важных параметров каждого ядерного реактора является реакция коэффициента размножения нейтронов  $K_{эф}$  и, следовательно, реактивности  $\rho = (K_{эф} - 1) / K_{эф}$  на изменение температуры всех компонентов активной зоны от «холодного» состояния ( $\sim 20^\circ\text{C}$ ) до рабочей температуры при выходе реактора на номинальную мощность. Абсолютное значение и знак температурного коэффициента реактивности определяется значением реактивности при изменении температуры:

$$\rho_T = \rho \cdot (T_2) - \rho \cdot (T_1) = \frac{K_{эф2} - K_{эф1}}{K_{эф1} \cdot K_{эф2}} \quad (2.37)$$

Эти параметры зависят от типа ядерного реактора, т.е. от энергетического спектра нейтронов, материала замедлителя, концентрации атомов различных элементов в материалах активной зоны. Температурный эффект реактивности является интегральной характеристикой и определяет влияние температуры на величину запаса реактивности  $\rho_{зап}$ . Изменение реактивности  $\Delta\rho$ , соответствующее

изменению температуры активной зоны ядерного реактора на  $1^{\circ}\text{C}$ , называется «температурным коэффициентом реактивности»  $\alpha_T$  и равно:

$$\alpha_T = \Delta\rho_T/\Delta T = [\Delta K_{\text{эф}}/K_{\text{эф}}]/\Delta T. \quad (2.38)$$

Температурный коэффициент реактивности  $\alpha_T$  является дифференциальной характеристикой. Он характеризует устойчивость работы ядерного реактора в зависимости от абсолютного значения и знака  $\alpha_T$ . Повышение температуры незначительно влияет на величину произведения  $\eta\epsilon$  коэффициента деления  $\eta$  на коэффициент размножения на быстрых нейтронах  $\epsilon$  в формуле четырех сомножителей, но значение коэффициента использования тепловых нейтронов  $f$  обычно возрастает (т.е. приближается к единице) из-за уменьшения плотности замедлителя. Это приводит к увеличению средней энергии тепловых нейтронов и возрастающему захвату нейтронов плутонием-239 (образованному в топливе из урана-238) из-за резонанса в энергетической зависимости сечения реакции его деления при энергии 0,3 эВ (см. вклейка 1, рис. 24). С другой стороны, величина вероятности избежать резонансного захвата нейтронов  $p$  уменьшается из-за доплеровского уширения резонансных пиков в энергетических зависимостях сечений реакций радиационного захвата нейтронов ( $n, \gamma$ ) для ядер урана и плутония. Доплеровское уширение также увеличивает захват нейтронов материалами стержней регулирования. Эффекты доплеровского уширения резонансов поглощения нейтронов без деления преобладают, поэтому величины  $K_{\infty}$  и  $\rho$  несколько уменьшаются с ростом температуры активной зоны ядерного реактора. Этот эффект называется «отрицательным температурным коэффициентом реактивности».

В ядерном реакторе с кипящей водой отрицательный коэффициент реактивности возникает из-за пузырей пара в воде (паровых пустот в замедлителе), которые уменьшают термализацию нейтронов, увеличивают их энергию и повышают скорость их утечки. В таком реакторе влияние паровых пустот на ограничение мощности преобладает над влиянием доплеровского уширения.

При увеличении коэффициента размножения нейтронов  $K$  возрастает интенсивность деления и повышается температура активной зоны реактора. Если температурный коэффициент положительный, то величина коэффициента реактивности будет возрастать и приводить к дальнейшему повышению температуры. В конечном итоге активная зона ядерного реактора достигнет температуры, при которой произойдет ее разрушение, если не будут приведены в действие органы регулирования для уменьшения коэффициента размножения нейтронов  $K$ . При отрицательном температурном коэффициенте реактивности происходит саморегулирование ядерного реактора: повышение мощности (и, следовательно, температуры) уменьшает величину коэффициента размножения нейтронов  $K$ , что приводит к ограничению повышения мощности.

В целом температурный коэффициент реактивности (ТКР) для реакторов на тепловых нейтронах отрицателен и для реакторов типа ВВЭР равен  $(2-9) \cdot 10^{-5}/^{\circ}\text{C}$ . Следует отметить, что на абсолютное значение ТКР водо-водяного реактора существенно влияет ввод борной кислоты в замедлитель/теплоноситель. Рост концентрации борного поглотителя нейтронов уменьшает абсолютное значение ТКР, а при концентрации бора более 6,5 г/л ТКР становится положительным. ТКР водо-водяных реакторов зависит от температуры, количества и положения регулирующих стержней в активной зоне реактора, глубины выгорания топлива.

В реакторах на тепловых нейтронах канального типа РБМК (замедлитель – графит, теплоноситель – вода) ТКР также сложным образом зависит от глубины выгорания топлива, положения и количества регулирующих стержней.

В реакторах на быстрых нейтронах электрической мощностью порядка 1000 МВт с натриевым теплоносителем и топливом в виде смеси  $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$  при увеличении объема активной зоны появляется отрицательная составляющая реактивности, которая по абсолютной величине тем меньше, чем больше размер реактора. Значительная отрицательная составляющая в ТКР появляется из-за доплер-эффекта. С ростом температуры резонансы в сечениях урана-238 становятся шире, что приводит к уменьшению блокировки сечений и, следовательно, к росту сечения поглощения нейтронов. Допплер-эффект вносит

отрицательную составляющую и вследствие уширения резонансов сечений таких ядер-продуктов, как плутоний-240, а также сечений конструкционных материалов. Однако для делящихся материалов, таких как уран-235, плутоний-239 и плутоний-241, уширение резонансов приводит к появлению положительной составляющей ТКР. Это связано с тем, что для этих ядер в резонансной области отношение сечений деления к сечению радиационного захвата нейтронов может быть больше единицы. Однако основной вклад в ТКР вносит доплер-эффект на уране-238, что связано с его большой концентрацией и большими коэффициентами блокировки.

### **Пуск ядерного реактора**

Пуск ядерного реактора – это вывод его из подкритического состояния с допустимым периодом разгона до уровня плотности потока нейтронов (мощности), надежно контролируемого пусковой аппаратурой. Для осуществления цепной реакции деления в активной зоне ядерного реактора необходимо иметь исходный нейтрон, начинающий процесс деления.

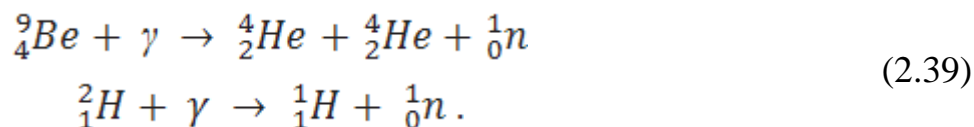
Источниками таких нейтронов в неработающем ядерном реакторе со свежезагруженным топливом являются:

- спонтанное (самопроизвольное) деление ядер атомов топлива. Например, уран-238 самопроизвольно делится, испуская при делении  $\nu_f=2,3$  нейтрона с периодом полураспада  $T_{1/2}=8 \cdot 10^{15}$  лет (24,8 делений/грамм·ч). В 1 тонне природного урана рождается  $\sim 15 \cdot 10^3$  н/с. Изотоп уран-235 (0,7% в природном уране) делится самопроизвольно в 22 раза медленнее;
- нейтроны космического излучения: на уровне моря плотность потока  $\Phi$  космических нейтронов составляет  $6,5 \cdot 10^{-3}$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с)=65 нейтронов/(м<sup>2</sup>·с), из которых 23 н/(м<sup>2</sup>·с) имеют энергию  $E < 0,4$  эВ и  $\sim 42$  н/(м<sup>2</sup>·с) с энергией  $E > 0,4$  эВ.

Если ядерный реактор уже работал, то в нем накапливаются радиоактивные элементы – осколки деления, излучающие  $\gamma$ -кванты. Если в активной зоне ядерного реактора имеются бериллий Be или тяжелая вода D<sub>2</sub>O (в 1 тонне



обычной воды содержится 200 г тяжелой), то испускаемые осколками деления  $\gamma$ -кванты взаимодействуют с  ${}^9\text{Be}$  и  ${}^2\text{H}$  ядрами атомов этих веществ и рожают нейтроны в фотоядерных реакциях ( $\gamma, n$ ):



Кроме того, в работающем ядерном реакторе накапливаются трансурановые элементы: калифорний Cf, кюрий Cm, плутоний Pu. Один миллиграмм изотопа калифорний-252 с периодом полураспада  $T_{1/2}=87,5$  лет ( $\nu_f=3,7$  н/деление) испускает  $\sim 3 \cdot 10^9$  н/с.

Обычно интенсивность источников нейтронов недостаточна, чтобы органы регулирования мощности ядерного реактора могли эффективно контролировать изменение потока нейтронов в активной зоне. Чтобы облегчить пуск ядерного реактора, в него обычно вводят дополнительные источники нейтронов. Используют смесь радиоактивных элементов, излучающих  $\alpha$ -частицы (Ra, Pu, Po и др.) с легкими элементами (Be, B), которые имеют низкий энергетический порог ядерной реакции ( $\alpha, n$ ), образующей нейтроны. Существуют стандартные источники нейтронов на основе ( $\alpha, n$ ) реакции – Ra-Be, Rn-Be, Po-Be и т.д. Источник Pu-Be имеет поток нейтронов до  $5 \cdot 10^7$  н/с; источник Po-Be испускает до  $4 \cdot 10^8$  н/с, источник на основе калифорния – от  $1,5 \cdot 10^7$  до  $10^9$  н/с.

В активной зоне ядерного реактора объемом  $V$  (см<sup>3</sup>) плотность нейтронов  $n$  и плотность потока нейтронов, которые имеют скорость  $v$  (см/с) и среднее время жизни  $t_n$  (с), созданных источником нейтронов с интенсивностью  $I_{\text{ист}}$  (нейтронов/с), будут равны:

$$\begin{aligned} n &= I_{\text{ист}} \cdot t_n / V \text{ (н/см}^3\text{)}; \\ \Phi_{\text{ист}} = nv &= I_{\text{ист}} \cdot t_n v / V \text{ (н/см}^2\text{·с)}. \end{aligned} \quad (2.40)$$

Установившаяся интенсивность источника нейтронов в размножающей нейтроны среде с коэффициентом размножения  $K_{\text{эф}} < 1$  (реактор заглушен и не работал):

$$I_{уст} = I_{ист} \cdot K_{эф} + I_{ист} \cdot K_{эф}^2 + \dots + I_{ист} \cdot K_{эф}^i = I_{ист} \cdot \frac{1 - K_{эф}^i}{1 - K_{эф}}. \quad (2.41)$$

Величина  $K_{под} = 1/(1 - K_{эф})$  называется подкритическим коэффициентом размножения, или «умножением» нейтронов;  $i = t/t_n$  – количество поколений нейтронов, рожденных за время  $t$ , при времени жизни поколения  $t_n$ .

Плотность потока нейтронов в подкритическом ядерном реакторе ( $K_{эф} < 1$ ) через время  $t$  после введения источника нейтронов интенсивностью  $I_{ист}$  с плотностью потока нейтронов источника  $\Phi_{ист} = n\nu$  равна (рис. 2.6):

$$\Phi_{под} = \Phi_{ист} \cdot \left(1 - K_{эф}^{t/t_n}\right) / (1 - K_{эф}). \quad (2.42)$$

При возрастании количества поколений нейтронов  $i = t/t_n$  до бесконечности ( $t \rightarrow \infty$ ) величина  $\Phi_{под}$  плотности потока нейтронов в подкритическом реакторе достигает установившегося значения:  $\Phi_{уст} = \Phi_{ист} / (1 - K_{эф})$ .

Время установления подкритической плотности потока нейтронов до уровня  $\Phi(t_{уст})$  зависит от подкритичности ядерного реактора ( $1 - K_{эф}$ ), времени жизни поколения нейтронов  $t_n$ , плотности потока нейтронов источника  $\Phi_{ист}$  (нейтронов/см<sup>2</sup>·с), т.е. от интенсивности источника нейтронов  $I_{ист}$  (нейтронов/с), введенного в активную зону реактора при данной подкритичности:

$$t_{уст} \approx \frac{t_n}{1 - K_{эф}} \cdot \ln \cdot \frac{\Phi_{ист} / (1 - K_{эф})}{\Delta \Phi} = \frac{t_n}{1 - K_{эф}} \cdot \ln \cdot \frac{\Phi_{уст}}{\Phi_{уст} - \Phi(t_{уст})}, \quad (2.43)$$

где  $\Delta \Phi = \Phi_{уст} - \Phi(t_{уст})$   $\Phi = \Phi_{уст} - \Phi(t_{уст})$  – недостающая плотность потока нейтронов в момент  $t_{уст}$  до установившегося значения. Практически  $\Phi_{под}$  можно считать установившимся, когда плотность потока нейтронов достигнет величины 90–95%  $\Phi_{уст}$ :

$$t_{уст} \approx 2 \cdot \frac{t_n}{1 - K_{эф}} \text{ при } \Phi(t_{уст}) = 0,90 \Phi_{уст}, \quad (2.44)$$

т.е.  $\Delta\Phi = 10\% \Phi_{уст}$ ;

$$t_{уст} \approx 3 \cdot \frac{t_n}{1 - K_{эф}} \text{ при } \Phi_{(t_{уст})} = 0,95 \Phi_{уст}, \quad (2.45)$$

т.е.  $\Delta\Phi = 5\% \Phi_{уст}$ .

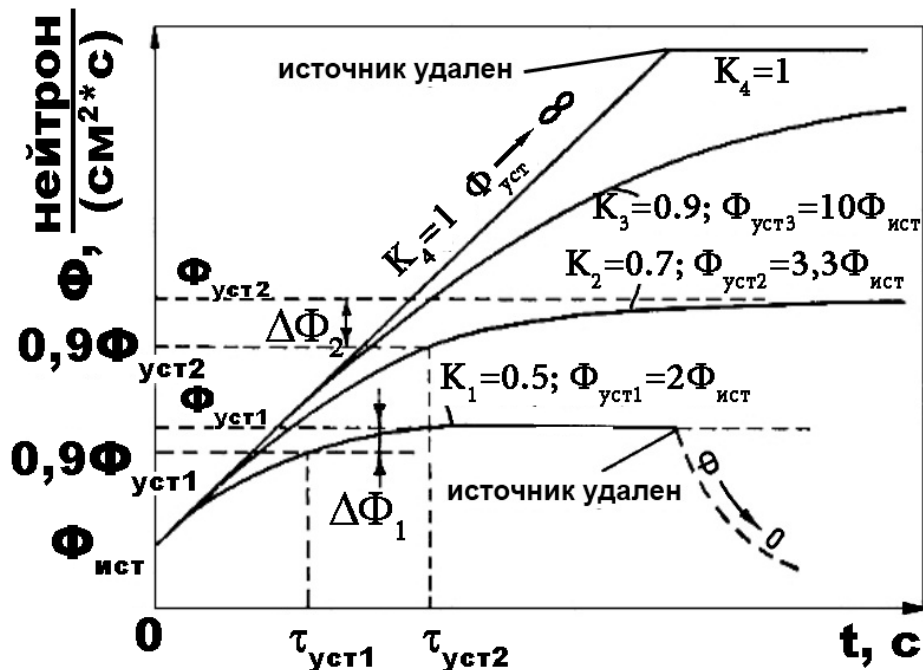


Рис. 2.6. Изменение  $\Phi$  в подкритическом и критическом состояниях ЯР

При надкритичности, меньшей доли запаздывающих нейтронов, чем ближе  $K_{эф}$  к единице, тем в большей степени на время установления влияет время запаздывания запаздывающих нейтронов. Чем ближе критическое состояние, тем больше время стабилизации процесса.

При работе ядерного реактора на мощности поток нейтронов на несколько порядков выше потока нейтронов от источника, поэтому считается, что в критическом ядерном реакторе ( $K_{эф}=1$ ) мощность постоянна. Но в пусковом режиме поток нейтронов источника сравним с общим потоком нейтронов в ядерном реакторе. Если в критический ядерный реактор ввести отрицательную реактивность, то он станет подкритичным и поток нейтронов в реакторе будет уменьшаться по экспоненциальному закону до установления стационарной плотности потока  $\Phi_{под}$ .

Исходная мощность  $N_{\text{под}}$ , с которой начинается пуск ядерного реактора в подкритическом состоянии, находится на постоянном уровне, определяемом мощностью источников нейтронов  $N_{\text{ист}}$  (без учета размножения):

$$N_{\text{под}} = N_{\text{ист}} / (1 - K_{\text{эф}}) \approx N_{\text{ист}} / \rho_{\text{под}}. \quad (2.46)$$

Установившаяся плотность потока нейтронов постоянна:

$$\Phi_{\text{под}} = \Phi_{\text{ист}} / (1 - K_{\text{эф}}) \approx \Phi_{\text{ист}} / \rho_{\text{под}}. \quad (2.47)$$

Скорость увеличения мощности ядерного реактора в подкритическом состоянии  $dN_{\text{под}}/dt$  определяется подкритичностью  $(1 - K_{\text{эф}})$  и скоростью увеличения коэффициента размножения  $K_{\text{эф}}$  т.е. скоростью высвобождения реактивности, равной  $\rho = (1 - K_{\text{эф}}) / K_{\text{эф}}$ . С приближением ядерного реактора к критическому состоянию  $K_{\text{эф}} \rightarrow 1$  можно считать, что  $\rho \approx \delta K_{\text{эф}}$ . Чем ближе ядерный реактор к критическому состоянию (т.е. чем меньше подкритичность), тем быстрее нарастает мощность при постоянной скорости увеличения  $\rho$ .

В энергетических ядерных реакторах мощность источников нейтронов, испускаемых ядерным топливом (спонтанное деление), составляет  $10^{-7} - 10^{-6}$  Вт. Ввод в активную зону ядерного реактора искусственных источников нейтронов позволяет повысить мощность до  $10^{-3} - 10^{-2}$  Вт.

При пуске и работе на энергетическом уровне интервал мощности ядерного реактора разбивают на три диапазона: пусковая мощность составляет  $10^{-5} - 10^{-3} \%$  номинальной; минимальная автоматически регулируемая мощность  $10^{-3} - 1,0 \%$  номинальной; рабочая мощность  $1,0 - 100 \%$  номинальной мощности  $N_{\text{ном}}$ .

Пуск связан с прохождением не контролируемого приборами диапазона мощности, если не используются методы увеличения подкритической плотности потока нейтронов  $\Phi_{\text{под}}$ . Сложность пуска ядерного реактора заключается в выборе скорости освобождения реактивности  $\rho$ , которая обеспечила бы вывод ядерного реактора на минимально контролируемый уровень (МКУ) с допустимым периодом разгона  $T > 20 - 30$  с. Наиболее безопасен и надежен

вариант пуска реактора, когда МКУ достигается в подкритическом состоянии и переход через критическое состояние контролируется. В практике пусков энергетических ядерных реакторов под выходом на МКУ подразумевают вывод ядерного реактора в надкритическое состояние с максимально надежно контролируемым периодом.

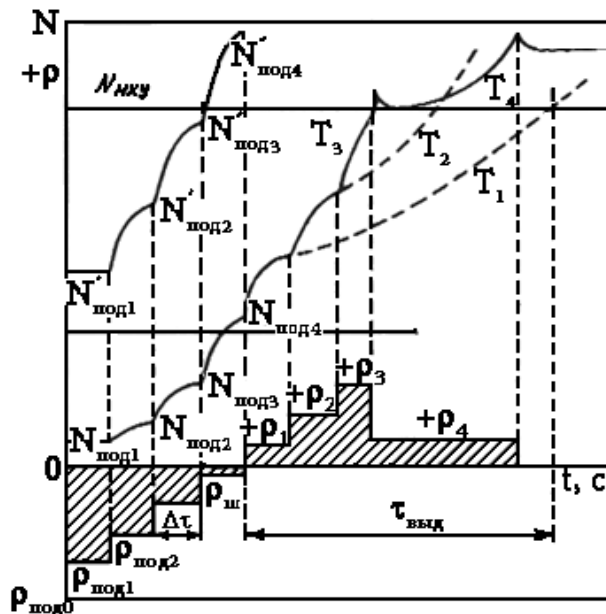


Рис. 2.7. Изменение плотности потока нейтронов (мощности) при пуске ЯР

Как видно из рис. 2.7, при чувствительности пусковой аппаратуры, равной  $N_{мкx}$  (мощности реактора, соответствующей минимально контролируемому уровню), и мощности источника нейтронов  $N_{ист}$ , который обеспечивает подкритическую мощность  $N_{под1} = N_{ист} / \rho_{под1}$ , ядерный реактор будет выведен на МКУ при реактивности, равной  $\rho_3 \approx 3\rho_{ш} \approx 0,003$  с периодом  $T_3 \sim 5$  с, что недопустимо. Существуют различные способы безопасного пуска ядерного реактора с допустимым периодом разгона.

Один из способов заключается в том, чтобы увеличить мощность внутреннего источника нейтронов до величины  $N_{под4}$  (см. рис. 2.5). При той же чувствительности пусковой аппаратуры, равной  $N_{мкx}$ , ядерный реактор выходит на МКУ при реактивности  $\rho_{под4}$ , когда  $N_{под4} > N_{мкx}$ .

На рисунке 2.7 также представлен способ увеличения чувствительности пусковой аппаратуры до уровня мощности  $N_{мкx}^0 < N_{мкx}$ . В этом случае при той же

программе освобождения реактивности  $\rho$  мощность достигнет контролируемого уровня в подкритическом состоянии при реактивности  $\rho_{\text{под4}}$ , который соответствует  $N_{\text{под4}} > N_{\text{МКУ}}$ . Недостаток метода связан со снижением надежности детекторов нейтронов с увеличением их чувствительности.

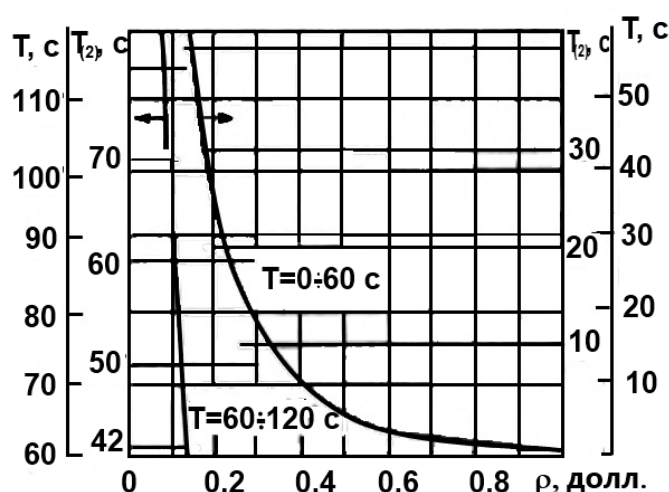


Рис. 2.8. Зависимость периодов  $T$  и  $T(2)$  от  $\rho$ , выраженной в долях  $\beta_{\text{эф}}$  (долл.),  $T(2)$  — период удвоения мощности,  $T(2)=T \ln 2$

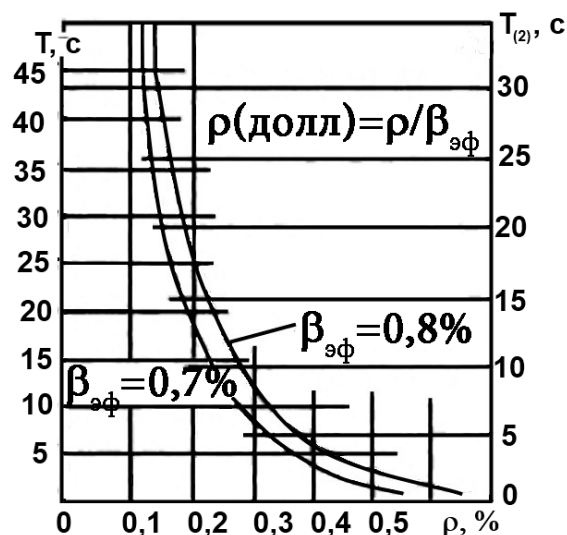


Рис. 2.9. Зависимость периодов  $T$  и  $T(2)$  от  $\rho$  для  $\beta_{\text{эф}}=0,7$  и  $0,8\%$

Основным условием обеспечения ядерной безопасности при пуске ядерного реактора является выведение реактора в контролируемое надкритическое состояние с допустимым периодом разгона и надежным исключением возможности высвобождения реактивности  $N_{\text{под4}} > N_{\text{МКУ}}^0$ , т.е. с исключением разгона реактора на мгновенных нейтронах (рис. 2.8, 2.9).

### Остановка ядерного реактора

Остановка ядерного реактора — это вывод реактора из критического состояния ( $K_{\text{эф}} > 1$ ) в подкритическое ( $K_{\text{эф}} < 1$ ). Этот процесс сопровождается снижением тепловой мощности ядерного реактора до уровня, определяемого спонтанным делением ядер атомов топлива и тепловыделением при торможении и захвате  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучения продуктов деления в процессе их последовательных

радиоактивных превращений. Осуществляется этот процесс введением в активную зону реактора поглотителя нейтронов.

Остановка ядерного реактора может быть плановой или аварийной. При плановой остановке темп ввода поглотителя нейтронов в активную зону реактора должен обеспечить допустимую скорость снижения мощности и температуры, исключая возникновение предельных напряжений в элементах конструкций. При аварийной остановке ядерного реактора ввод поглотителей нейтронов в активную зону реактора должен понижать его мощность со скоростью, гарантирующей сохранение целостности активной зоны. В обоих случаях ввод поглотителя в активную зону ядерного реактора должен обеспечить уровень подкритичности, исключая сампроизвольный выход ядерного реактора в критическое состояние из-за освобождения реактивности  $\rho$  при снижении мощности и температуры.

Ввод отрицательной реактивности  $|\rho|$  в активную зону приводит ядерный реактор за доли секунды в подкритическое состояние на мгновенных нейтронах с реактивностью  $\rho_{\text{мгн}} = \beta_{\text{эф}} + |\rho|$ , его мощность скачком снижается на величину  $\Delta N = N_0 \rho / (\beta_{\text{эф}} + |\rho|)$  от номинального значения  $N_0$  до значения в подкритическом состоянии  $N_0 \beta_{\text{эф}} / (\beta_{\text{эф}} + |\rho|)$ . Дальнейшее снижение мощности подкритического ядерного реактора определяется мощностью источников запаздывающих нейтронов, которые испускаются ядрами – осколками деления ядер топлива. Это снижение мощности реактора пропорционально количеству запаздывающих нейтронов определенной энергии, их эффективности  $\gamma_i$  и постоянной радиоактивного распада ядер осколков  $\lambda_i$  с временем жизни  $\tau_i = 1/\lambda_i$  запаздывающих нейтронов (рис. 2.10). Количество нейтронов определяется формулой:

$$N_{\text{зап}}(t) = N_0 \cdot \sum_i \frac{\gamma_i \cdot \beta_i \cdot \exp(-\lambda_i t)}{\beta_{\text{эф}} + |\rho|}. \quad (2.48)$$

При полном естественном радиоактивном распаде ядер – продуктов деления одного ядра урана-235 выделяется ~26 МэВ, из них ~11 МэВ уносит нейтрино и ~15 МэВ остается в ядерном топливе. Примерно через <1 ч после остановки ядерного



реактора тепловая мощность  $N_{\beta\gamma}$  распада продуктов деления будет составлять 2–3% номинальной мощности  $N_0$  и превысит величину  $N_{\text{зап}}(t)$ , вносимую запаздывающими нейтронами (рис. 2.10 и 2.11).

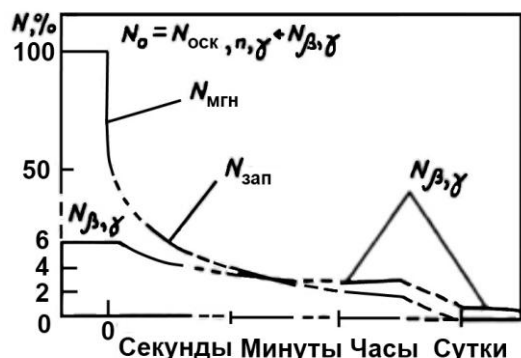


Рис. 2.10. Изменение мощности после остановки ЯР

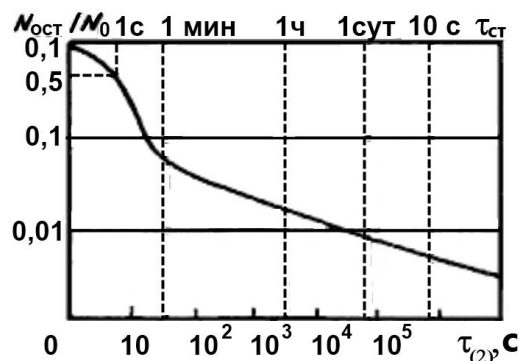


Рис. 2.11. Остаточное тепловыделение в активной зоне ВВЭР5440

На рис. 2.12 представлена зависимость спада мощности, определяемой запаздывающими нейтронами, в единицах  $f_{\beta}(t)$  от времени, отсчитываемого с момента ввода поглотителей в активную зону ядерного реактора:

$$f_{\beta}(t) = \sum_{i=1}^6 \beta_i \cdot e^{-\lambda_i t} = \frac{N_{\text{зап}}(t)}{N_0} \cdot \frac{\beta_{\text{эф}} + |-\rho|}{\gamma}. \quad (2.49)$$

Для расчета мощности  $N_{\beta\gamma}$  в активной зоне ядерного реактора, выделяемой при торможении и захвате  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучений осколков деления в процессах их последовательных естественных радиоактивных превращений, используются различные формулы. Наиболее употребляемой является формула Вигнера и Вей:

$$N_{\beta\gamma}/N_0 = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot \left[ t_{\text{ст}}^{-0,2} - (t_{\text{ст}} + T)^{-0,2} \right] \quad (2.50)$$

(время  $t_{\text{ст}}$  и  $T$  – в сут);

$$N_{\beta\gamma}/N_0 = 6,5 \cdot 10^{-3} \cdot \left[ t_{\text{ст}}^{-0,2} - (t_{\text{ст}} + T)^{-0,2} \right] \quad (2.51)$$

(время  $t_{\text{ст}}$  и  $T$  – в сут.).

В этих выражениях  $N_{\beta\gamma}$  – мощность остаточного тепловыделения активной зоны ядерного реактора через время  $t_{\text{ст}}$  после его остановки;  $N_0$  – мощность ядерного реактора до остановки, на которой он работал в течение



времени  $T$ . На рисунке 2.13 представлены графически эти зависимости, позволяющие оценить мощность остаточного тепловыделения радиоактивных распадов ядер – продуктов деления  $N_{\beta\gamma}$  в любой момент  $t_{\text{ст}}$  после остановки ядерного реактора.

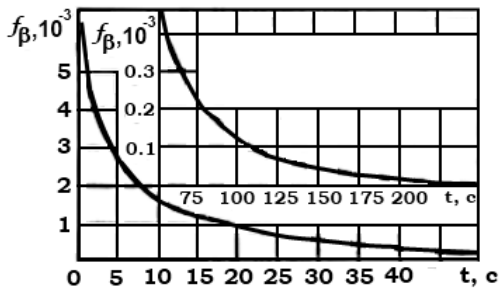


Рис. 2.12. Снижение мощности, обусловленной запаздывающими нейтронами, после остановки ЯР

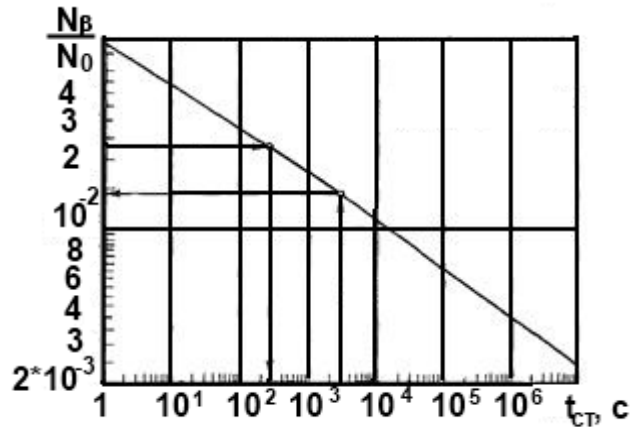


Рис. 2.13. График для приближенной оценки  $N_{\beta\gamma}$  после остановки ЯР при  $T \ll t_{\text{ст}}$

Концентрация продуктов деления в ядерном топливе зависит от уровня мощности  $N_0$  и времени  $T$ , в течение которого реактор работал на этом уровне мощности.

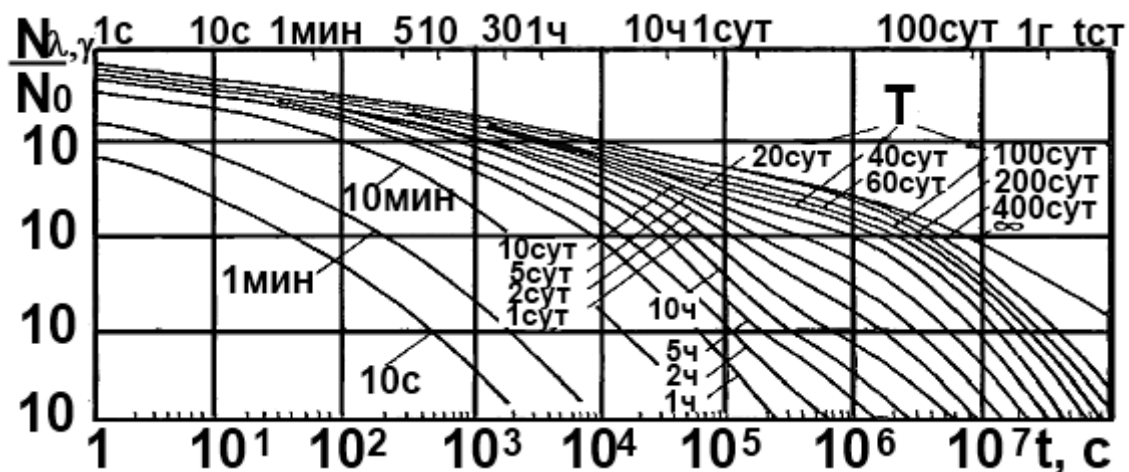


Рис. 2.14. График для определения оценки  $N_{\beta\gamma}$  после остановки ЯР

На рис. 2.14 представлены графические зависимости  $N_{\beta\gamma} = f(N_0, T, t_{\text{ст}})$  мощности остаточного тепловыделения, учитывающие все упомянутые факторы. Погрешность определения величин  $N_{\beta\gamma}$  составляет  $\sim 10\text{--}15\%$ .

## **§ 2.3. Общие принципы устройства ядерных реакторов**

После физического пуска первого в мире ядерного реактора в декабре 1942 года и до настоящего времени создано большое число конструкций реакторов с различными типами ядерного топлива, замедлителя и теплоносителя. Конструкции ядерных реакторов зависят от их предназначения. Ядерные реакторы создаются для различных целей, таких как:

- производство электроэнергии, тепловой энергии, технологического тепла и теплоснабжения;
- наработка оружейного материала и вторичного ядерного топлива;
- сжигание радиоактивных отходов от переработки отработавшего ядерного топлива;
- выработка механической энергии на транспорте (подводные лодки и надводные корабли);
- проведение исследований по физике, химии, материаловедению.

Выбор конструкции ядерного реактора определяется экономикой страны, соображениями безопасности и опасностью распространения ядерных материалов с целью использования их в качестве оружия.

### **§ 2.3.1. Основные элементы ядерного реактора**

Ядерный (атомный) реактор является устройством для осуществления управляемой цепной реакции деления ядер. Основной частью ядерного реактора является активная зона, в которой происходят формирование энергетического спектра нейтронов, деление ядер топлива и преобразование ядерной энергии в тепловую для последующего использования. *Активная зона* состоит из *ядерного топлива, замедлителя нейтронов* (в реакторах на тепловых или промежуточных нейтронах) и *конструкционных материалов*. Для всех ядерных реакторов необходимы делящиеся материалы и создание условий для протекания самоподдерживающейся цепной реакции деления. Из делящихся

материалов в природе существует только уран-235, его содержание в природном уране составляет 0,72%, остальное – уран-238. При взаимодействии нейтронов с ядрами атомов урана-238 реакция радиационного их захвата без деления протекает значительно интенсивнее реакции деления. По этой причине уран-238 является основным поглотителем нейтронов в природном уране и препятствует развитию реакции деления ядер урана-235. Для отвода тепла от активной зоны служит *теплоноситель*. Управление цепной реакцией деления осуществляется органами регулирования. Для уменьшения утечки нейтронов активную зону окружают отражателем – неделящимся материалом, хорошо рассеивающим нейтроны и слабо их поглощающим. Все эти составные части находятся в корпусе ядерного реактора, закрытого крышкой, на которой смонтированы исполнительные механизмы органов регулирования.

Таким образом, ядерный реактор вырабатывает энергию за счет деления ядер определенных элементов. На АЭС энергия, создаваемая в реакторе, используется в виде тепла для производства пара и вращения парового турбогенератора. Основное назначение исследовательских ядерных реакторов заключается в получении и использовании нейтронов, рождающихся в активной зоне реактора. В большинстве военно-морских реакторов, пар непосредственно вращает турбину двигателя.

Ниже перечислены компоненты, которые присутствуют в большинстве конструкций ядерных реакторов.

**Топливо** обычно представляет собой таблетки диоксида урана ( $\text{UO}_2$ ), помещаемые внутри тонких трубок, которые называются тепловыделяющими элементами (ТВЭЛ). ТВЭЛы собираются в тепловыделяющие сборки (ТВС), которыми заполняется активная зона реактора.

**Замедлитель** – это материал, который замедляет нейтроны, рожденные в реакциях деления, чтобы увеличить вероятность их участия в последующих делениях. Им может быть обычная (легкая) вода, тяжелая вода или графит.

**Стержни СУЗ** (системы управления и защиты) содержат поглотитель нейтронов – кадмий, гафний или бор. Их ввод или извлечение из активной зоны

позволяет регулировать интенсивность реакций деления и останавливать ее. В дополнительной, или вторичной системе остановки реактора используется введение в теплоноситель, обычно в жидком виде (например, борной кислоты), поглотителей нейтронов.

**Теплоноситель** – это жидкость или газ, циркулирующий через активную зону реактора, чтобы отводить создаваемое в ней тепло.

**Корпус реактора** или канальные трубы высокого давления. Корпус представляет собой прочный стальной резервуар, в котором помещается активная зона с топливом, замедлитель и ряд других элементов. В канальных реакторах тепловыделяющие сборки содержатся внутри канальных труб, служащих для пропуска через них теплоносителя.

**Парогенератор** – часть системы охлаждения активной зоны, в которой тепло реактора вырабатывает пар для турбины.

**Контейнмент** – это сооружение вокруг активной зоны или корпуса реактора, которое служит для его защиты от внешнего воздействия, а также для защиты окружения от радиации в случае аварии реактора. Обычно это конструкция метровой толщины из бетона и стали.

Проектирование конструкций ядерных реакторов основано на трех основных принципах. Конструкция реактора зависит от следующих параметров:

- энергии нейтронов, энергетический спектр которых должен быть сформирован в его активной зоне (реакторы на тепловых или быстрых нейтронах);
- конфигурации и структуры активной зоны (гомогенного или гетерогенного расположения ядерного топлива, замедлителя, теплоносителя);
- цели использования ядерного топлива (сжигание, конвертирование сырьевого материала – тория-232 или урана-238, воспроизводство вторичного ядерного топлива).

В гомогенном ядерном реакторе топливо в активной зоне может состоять из расплавленного металла, расплавленной соли, водного или органического раствора (жидко-солевые реакторы – ЖСР).

В гетерогенных реакторах топливо представляет собой большей частью стержни из оксидов делящихся или сырьевых материалов. Топливным материалом может быть почти любое сочетание ядер делящегося и сырьевого материалов в смеси или отделенных друг от друга, как в концепции «активная зона (делящийся материал) – зона воспроизводства (сырьевой материал)». В настоящее время в качестве топлива используется уран: природный, содержащий 0,72% урана-235, или, что обычнее, обогащенный, в котором содержание урана-235 повышено до 2–4% в реакторах на тепловых нейтронах (например, типа ВВЭР – вклейка 1, рис. 25, 26) и до 20% – в реакторах на быстрых нейтронах.

В большинстве энергетических ядерных реакторов в настоящее время в качестве топлива используют керамические таблетки из  $\text{UO}_2$ ,  $\text{PuO}_2$  или их смеси  $\text{UO}_2 - \text{PuO}_2$  (МОХ – топливо).

Испытываются и соединения UC и UN, не содержащие оксидов. В качестве замедлителей нейтронов используются обычная вода  $\text{H}_2\text{O}$ , тяжелая вода  $\text{D}_2\text{O}$ , бериллий, графит или органический раствор.

Выбор материалов для теплоносителей еще шире. В качестве теплоносителей используются следующие категории материалов:

- обычная и тяжелая вода ( $\text{H}_2\text{O}$  и  $\text{D}_2\text{O}$ );
- жидкометаллические теплоносители (K, Na, Zi, Bi, Pb, Hg, Ga, Sn), их соединения и сплавы;
- газообразные теплоносители (газообразный  $\text{CO}_2$ , гелий, водяной пар, четырех окись азота  $\text{N}_2\text{O}_4$ );
- органические теплоносители, в основном полифенилы (например дифенил и дифенильная смесь «Даутерм» – 26,5%  $(\text{C}_6\text{H}_2)_2$  и 73%  $(\text{C}_6\text{H}_5)_2\text{O}$ ;

При выборе теплоносителя руководствуются типом реактора, конструкционными материалами, возможностью получения наибольшего к.п.д. реактора и экономическими показателями.

### § 2.3.2. Выделение энергии в активной зоне ядерного реактора

При делении ядра атома урана-235 тепловыми нейтронами с энергией 0,02–0,05 эВ образуются атомные ядра-осколки с общей кинетической энергией  $E_k=166,2$  МэВ, мгновенные нейтроны деления в количестве, равном  $\nu=2,424$  в среднем, со средней кинетической энергией  $E_n=4,8$  МэВ и сопутствующие реакции деления «мгновенные»  $\gamma$ -кванты с условной границей запаздывания  $10^{-3}$  с и средней общей энергией  $E_{\gamma 1}=8$  МэВ (рис. 2.15, таблица 2.4).

Эта мгновенно выделившаяся кинетическая энергия деления ядра атома урана-235 превращается в тепловую энергию при торможении данных частиц в материалах активной зоны ядерного реактора. Ядра – продукты ядерной реакции деления ядра урана-235 – радиоактивны и при своих естественных радиоактивных превращениях испускают  $\beta$ -частицы с энергией  $E_\beta=7$  МэВ и  $\gamma$ -кванты с энергией  $E_{\gamma 2}=7,2$  МэВ. Эта энергия выделяется постепенно в процессах последовательных радиоактивных превращений продуктов деления.

Одновременно с излучением  $\beta$ -частиц испускается нейтрино с энергией  $E_\gamma=9,6$  МэВ. Энергия, выделяющаяся при одном делении ядра атома урана-235, представляет собой сумму энергий частиц, образовавшихся при делении:

$$W_o=E_k+E_n+E_{\gamma 1}+E_{\gamma 2}+E_\beta+E_\gamma=202,8 \text{ МэВ.} \quad (2.52)$$

Энергия нейтрино в реакторе не выделяется и уносится за пределы последнего из-за его высокой проникающей способности. Также не выделяется энергия ядер – продуктов деления  $\Delta E$  с периодом полураспада более 3 лет. Эта энергия выделяется уже в выгруженном из ядерного реактора отработавшем ядерном топливе ( $\Delta E=0,1\text{--}0,2$  МэВ). Таким образом, в реакторе остается  $W^1=W_o-E_\gamma-\Delta E$ .

Паразитный захват мгновенных  $(\nu-1)$  нейтронов ядрами атомов материалов активной зоны в различных ядерных реакциях приводит к образованию

радиоактивных элементов, при естественном радиоактивном распаде которых выделяется энергия  $W_n=6$  МэВ в каждом захвате.

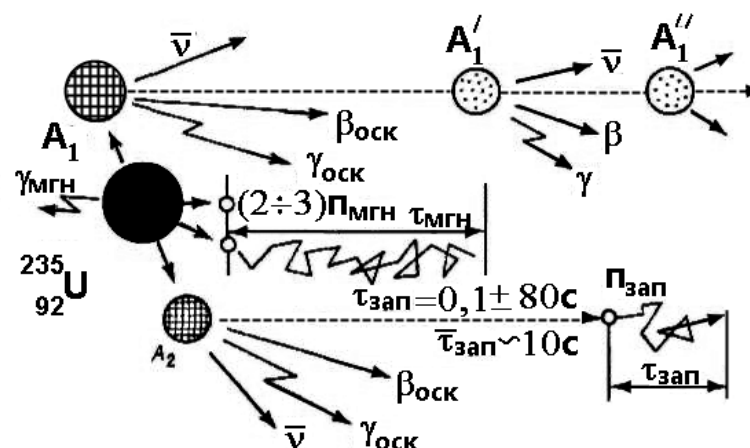


Рис. 2.15. Схема деления ядра урана (плутония)

Полная энергия, выделяющаяся в ядерном реакторе в расчете на одно деление ядра атома урана-235, равна:  $W=W^1+(\nu-1)W_n=201,7$  МэВ.

Эта кинетическая энергия частиц, переданная атомам и молекулам элементов конструкций активной зоны ядерного реактора в процессах их замедления, торможения и захвата, превращается в тепловую энергию и приводит к разогреву активной зоны.

Таблица 2.4. Параметры энергосвечения тяжелых ядер, МэВ

Величины	Торий-232	Уран-233	Уран-235	Уран-238	Плутоний-239	Плутоний-241
Порог деления, МэВ	1,70	-1,38	-0,41	1,45	-0,89	-0,91
$E_k$	161,8	168,9	166,2	166,9	172,8	172,2
$E_n$	4,7	4,9	4,8	5,5	5,9	5,9
$E$	14,0	12,5	8,0	7,5	7,7	7,6
$E$			7,2	8,4	6,1	7,4
$E_\beta$	8,1	5,1	7,0	8,9	6,1	7,4
$E_\gamma$	10,9	6,8	9,6	11,9	8,6	10,2
$W_o$	199,5	198,2	202,8	209,1	207,2	210,7
$W^1$	188,6	191,4	193,2	197,2	198,6	200,5
$W=E_f$	—	198,6	201,7	205,0	210,0	212,4

В 1972 году экспериментально определялось энерговыделение на работающем ядерном реакторе с водой под давлением мощностью 150 МВт (эл.) при уровне выгорания 11,5 МВт·сут/кг. При этом учитывалось, что заметная доля общей энергии в реакторе обусловлена делением плутония-239, наработанного в урановом топливе из урана-238. Проведенное в связи с этим усреднение данных в момент измерения привело к величине энерговыделения в расчете на одно деление, равной  $E_f=203,6$  МэВ.

При конструировании ядерных реакторов важно знать, в какой точке выделяется кинетическая энергия деления, и какое время необходимо для превращения этой энергии в теплоту. Кинетическая энергия осколков деления полностью превращается в тепловую энергию непосредственно в ядерном топливе вблизи точки деления благодаря малому пробегу этих частиц (порядка 10–15 микрометров) за время  $\sim 10^{-12}$  с вследствие быстрого их торможения при ионизации атомов топлива. Эту энергию называют локализованной. Нейтроны и  $\gamma$ -кванты, являясь проникающими излучениями, рассеивают свою энергию на длине своего пробега, который зависит от состава материалов активной зоны ядерного реактора и ее геометрии. Деление ядра атома урана-235, вызванное тепловыми нейтронами, приводит к распределению ядер – продуктов этой реакции (осколков деления), зависящему от их масс (рис. 2.16).

Существуют более тридцати различных возможностей образования пар осколков деления, имеющих неравные массы в диапазоне  $A=72-161$  (а.е.м.). Наиболее вероятные значения масс осколков находятся в областях  $A\approx 80-110$  и  $A\approx 125-155$  а.е.м. Наибольший выход, около 6 случаев из 100, соответствует образованию осколков с соотношением масс, равным 2/3. В результате реакции деления ядра атома урана-235 и последующих радиоактивных распадов ядер – продуктов деления с испусканием  $\beta$ -частиц образуются более 200 различных радиоактивных изотопов и элементов. Энергия  $\beta$ -частиц и  $\gamma$ -квантов, испускаемых ядрами-осколками реакции деления, составляет около 7% общего количества энергии деления, и она выделяется в течение продолжительного времени. Это связано с различными временами жизни образующихся при



делении ядра атома урана-235 ядер-осколков от нескольких секунд до нескольких тысяч лет (рис. 2.24).

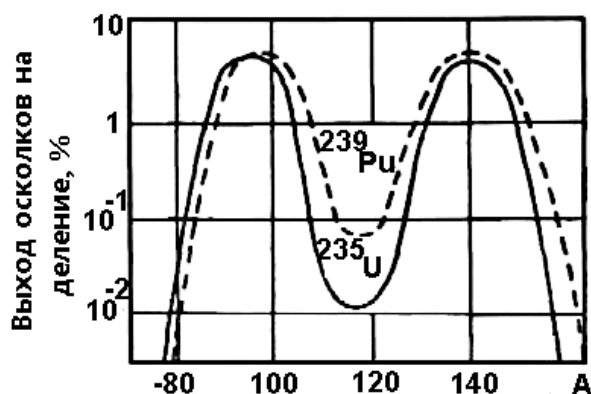


Рис. 2.16. Выход осколков деления

На рис. 2.17 приведено остаточное тепловыделение в активной зоне реактора PWR в зависимости от времени после его остановки. Начальное обогащение уранового топлива 3,2%, выгорание топлива 32 ГВт·сут/т.

Продукты деления могут быть газообразными, летучими и твердыми. Выход продуктов деления для различных делящихся ядер, например урана-235 и плутония-239, неодинаков (см. табл. 2.4 и рис. 2.16). Кроме того, деление некоторых тяжелых ядер может быть вызвано только нейтронами с энергией, превосходящей определенный порог (см. табл. 2.4).

Энергию, выделяемую в процессе радиоактивного распада продуктов деления, особенно важно учитывать при анализе безопасной эксплуатации ядерной энергетической установки.

Эта энергия продолжает выделяться и после остановки ядерного реактора (т.е. при отсутствии цепной реакции деления), что требует надежной системы охлаждения активной зоны. Остаточное тепловыделение обусловлено не только радиоактивным распадом продуктов деления, но и радиоактивными превращениями образовавшихся из урана-238, урана-239, нептуния-239 и высших актинидов америция и кюрия.

Мощность остаточного тепловыделения зависит от режима работы ядерного реактора до его остановки и, следовательно, от уровня выгорания ядерного топлива. Например, в ядерном реакторе электрической мощностью 1000 МВт,

который долго работал на полной мощности, мощность остаточного тепловыделения в первые сутки после остановки реактора составляет около 15 МВт.



**Рис. 2.17. Остаточное тепловыделение в активной зоне реактора PWR**

Энергия деления, обусловленная передачей кинетической энергии частицами, образованными в реакции деления, окружающим атомам и молекулам материалов конструкций активной зоны реактора в процессах их замедления, торможения и захвата, превращается в тепловую энергию и приводит к разогреву активной зоны. Благодаря относительно большой доле массы, которая превращается в энергию при делении ядер, выделяемая на единицу массы расходуемого топлива энергия оказывается на несколько порядков величины больше, чем при химических реакциях, например при сжигании органического топлива.

Энергия деления ядер атомов урана-235, преобразованная в тепловую энергию, может быть выведена из активной зоны ядерного реактора и использована в виде теплоты либо преобразована в электроэнергию посредством термодинамических процессов. Почти все ядерные реакторы строятся с расчетом их использования на АЭС.

Полная энергия, выделенная при делении 1 грамма урана-235, равна  $8,2 \cdot 10^{10}$  Дж, что эквивалентно 23,2 МВт·ч или почти 1 МВт·сут. При сжигании 1 грамма углерода в химической реакции горения  $C + O_2 = CO_2 + 4 \text{ эВ}$  выделяется  $3,2 \cdot 10^4$  Дж, что в 2,56 миллионов раз меньше.

### § 2.3.3. Основные типы ядерных реакторов

Для осуществления цепной реакции деления необходимо либо обогатить природный уран, увеличив в нем содержание урана-235, либо обеспечить в зоне реакции замедление нейтронов до тепловых скоростей, при которых сечение деления урана-235 возрастает почти в тысячу раз по сравнению с сечением деления быстрыми нейтронами. С этой точки зрения, реакторы подразделяются на реакторы с замедлителем, специально введенным в конструкцию для замедления нейтронов до тепловых энергий, и на реакторы без замедлителя. При такой классификации все реакторы разделяются на две группы: реакторы на тепловых нейтронах, в конструкции которых присутствует замедлитель, и реакторы на быстрых нейтронах, в которых замедлитель отсутствует.

Рассмотрим этапы развития ядерной энергетики в терминах поколений реакторов (вклейка 1, рис. 27). В начале атомной эры – 50 и 60 гг. XX века – разрабатывались ядерные реакторы с различными теплоносителями (легкая или тяжелая вода, органические жидкости, жидкие металлы, расплавленные соли, газы) и разнообразным топливом ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ ,  $^{232}\text{Th}/^{233}\text{U}$ , оксиды, карбиды или металлические сплавы). На основе этих первых проектов были построены и эксплуатировались демонстрационные АЭС. Эти реакторы и АЭС составляют первое поколение (I). Большинство из них давно закрыто, но они были ценным инструментом для исследования возможностей ядерной энергетики. Например, быстрый реактор, на котором в США продемонстрировали возможность выработки электроэнергии и зажгли 4 лампочки в 1951 г.

Но было и поколение (0). Это обнаруженный в начале 1970 гг. природный ядерный реактор в Окло (Габон, Западная Африка). Около 2 млрд лет тому назад в богатых залежах урановой руды достигли критичности, по крайней

мере, 17 природных ядерных реакторов. Тепловая мощность каждого составляла приблизительно 20 кВт. В то время концентрация  $^{235}\text{U}$  в природном уране была 3,7% вместо 0,72% в настоящее время.

Эти естественные цепные реакции, начавшиеся спонтанно в присутствии воды, действующей как замедлитель, шли непрерывно в течение приблизительно 2-х миллионов лет, прежде чем окончательно затухнуть, и изменили содержание  $^{235}\text{U}$ . В настоящее время его концентрация в некоторых местах урановых залежей в Окло составила всего 0,44%. За весь этот длительный период в залежах руды было наработано приблизительно 5,4 тонн продуктов деления, а также 1,5 тонны плутония вместе с другими трансурановыми элементами.

Существующие энергетические реакторы (поколение II) представлено двумя видами реакторов, которые были разработаны в 1950-х годах и с тех пор постоянно улучшались. Это реактор с водой под давлением (PWR) и реактор с кипящей водой (BWR). Вообще, приблизительно 85% электричества, поставляемого АЭС всего мира, вырабатывается реакторами, созданными на основе проектов, первоначально разработанных для военно-морского использования. Эти и другие реакторы второго поколения оказались достаточно безопасными и надежными, но понятно, что им предстоит уступить место в будущем новым и лучшим конструкциям.

Шесть основных конструкций реакторов второго поколения:

- Реактор с водой под давлением (PWR).
- Реактор с кипящей водой (BWR).
- Реактор с газовым охлаждением (Magnox & AGR).
- Реактор с тяжелой водой под давлением «CANDU» (PHWR).
- Легководный графитовый реактор (РБМК).
- Реактор на быстрых нейтронах (FBR).

Большинство реакторов второго поколения для перегрузки топлива требуют остановки и открытия корпуса реактора. В этой операции, происходящей с интервалом в 1–2 года, от четверти до одной трети

тепловыделяющих сборок заменяется на новые. Канальные реакторы CANDU и РБМК позволяют производить перегрузку, не останавливая реактор, а отключая на время соответствующий канал.

Если в качестве замедлителя используются графит или тяжелая вода, реактор можно эксплуатировать на природном уране, вместо обогащенного урана. Природный уран имеет тот же изотопный состав, что и в урановой руде (0,7%  $^{235}\text{U}$ , более чем 99,2%  $^{238}\text{U}$ ), в обогащенном уране доля делящегося изотопа ( $^{235}\text{U}$ ) увеличена, обычно до 3,5–5,0% в процессе обогащения. Для такого топлива замедлителем может служить обычная вода, и такие реакторы называются легководными реакторами. Поскольку легкая вода вместе с замедлением поглощает нейтроны, она менее эффективный замедлитель, чем тяжелая вода или графит.

Практически все ядерное топливо является керамическим оксидом урана ( $\text{UO}_2$  с температурой плавления  $2800^\circ\text{C}$ ) и, как правило, обогащено. Топливные таблетки (обычно около 1 см в диаметре и высотой 1,5 см), помещенные в длинную трубчатую оболочку из циркалоя, образуют ТВЭЛ. Циркалой является сплавом на основе циркония, прочного, коррозионностойкого металла, который не поглощает нейтроны.

Хотя большинство реакторов второго поколения оказалось достаточно безопасным и надежным, но им предстоит уступить место в будущем новым и лучшим конструкциям – реакторам третьего и четвертого поколения, обладающим целым рядом качеств, делающих их намного привлекательнее. В настоящее время конструкторы АЭС в Северной Америке, Японии, Европе, России и Южной Африке имеют с десятков новых проектов ядерных реакторов третьего поколения, находящихся на последних стадиях разработки, и ряд других.

Реакторы третьего поколения обладают или должны обладать:

- стандартным проектом реактора, что стимулирует уменьшение сроков лицензирования, снижение капитальных затрат и сокращение сроков строительства;

- высоким коэффициентом использования мощности и сроком работы до 60–70 лет;
- малой вероятностью аварии, приводящей к расплавлению стержней активной зоны;
- минимальным воздействием на окружающую среду;
- повышенным выгоранием топлива для уменьшения объемов потребляемого топлива;
- комбинированными ТВЭЛами с выгораемыми поглотителями для продления использования топлива.

Самым важным их отличием от реакторов второго поколения является присутствие элементов пассивной, или внутренне присущей безопасности. В случае отказов или необходимости предотвращения аварии эти механизмы не требуют активного вмешательства персонала и основываются на физических принципах гравитации, естественной конвекции и достаточной термостойкости изделий. Реакторы поколения III+ дополнительно должны быть заметно экономнее с существенно более коротким сроком строительства. Что касается топливного цикла, реакторы третьего и предыдущих поколений могут регенерировать плутоний (и, возможно, уран), в то время как ожидается, что реакторы поколения IV будут иметь замкнутый топливный цикл с вовлечением актиноидов и удовлетворять требованиям нераспространения. Реакторы четвертого поколения прорабатываются концептуально.

Традиционные системы защиты ядерного реактора «активны» в смысле, что они требуют электрической или механической реакции при поступлении соответствующего сигнала. Некоторые технические системы работают пассивно, например, клапаны сброса давления. Все они нуждаются в параллельных дублирующих системах.

Внутренне присущая или полная пассивная безопасность зависит только от физических явлений типа конвекции, гравитационных сил или сопротивления высоким температурам, но не от функционирования технических компонентов.

#### § 2.4. Реакторы на тепловых нейтронах

В мире по статистическим данным электричество на АЭС сейчас вырабатывается в основном двумя видами реакторов, которые были разработаны в 50-х годах XX века. Это водо-водяные реакторы с водой под давлением (PWR) и реакторы с кипящей водой (BWR) (таблица 2.5). Большинство реакторов второго поколения для перегрузки топлива требуют остановки и открытия корпуса реактора (рис. 2.18). В этой операции, происходящей с интервалом в 1–2 года, от четверти до одной трети тепловыделяющих сборок заменяется на новые. Канальные реакторы CANDU и РБМК позволяют производить перегрузку, не останавливая реактор.

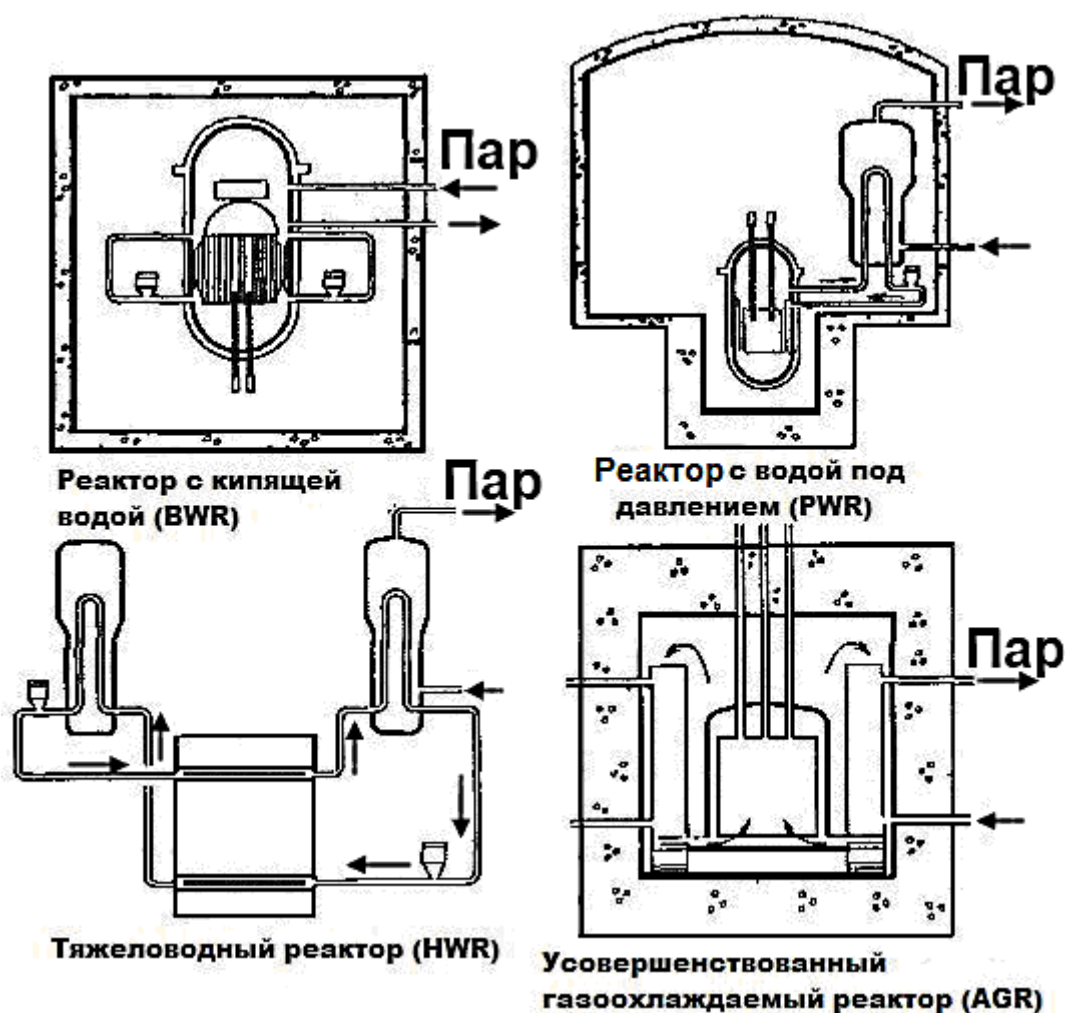


Рис. 2.18. Принципиальные схемы реакторов BWR, PWR, HWR и AGR

Как мы уже указывали выше, для обогащенного топлива замедлителем может служить обычная вода, и такие реакторы называются легководными

реакторами, практически все ядерное топливо является керамическим оксидом урана ( $\text{UO}_2$  с температурой плавления  $2800^\circ\text{C}$ ) и, как правило, обогащено по изотопу  $^{235}\text{U}$ . Топливные таблетки (около 1 см в диаметре и высотой 1,5 см), помещенные в длинную (около 3,5 м) трубчатую оболочку из циркониевых сплавов, образуют ТВЭЛ. ТВЭЛы группируются в ТВС, которые загружаются в активную зону реактора. В топливе или теплоносителе часто используются выгораемые поглотители типа (например, U-Gd), чтобы выравнять интенсивность работы реактора во времени после загрузки свежим топливом. Это поглотители нейтронов, которые компенсируют первоначально избыточную реактивность свежего топлива и играют роль стержней поглотителей.

Под действием нейтронов они выгорают вместе с топливом, и их роль снижается. Наиболее известным является гадолиний, который используется как ингредиент топлива в военно-морских реакторах, где перегрузка крайне затруднена и где интервал между перегрузками составляет десять и более лет.

**Таблица 2.5. Типы ядерных реакторов, эксплуатируемых на АЭС**

Тип реактора	Основные страны	Количество	Суммарная электрическая мощность, ГВт	Топливо	Теплоноситель	Замедлитель
Реактор с водой под давлением (PWR)	США, Россия Украина, Франция, Япония	263	237	обогащ. $\text{UO}_2$	вода	вода
Реактор с кипящей водой (BWR)	США, Япония, Швеция	92	81	обогащ. $\text{UO}_2$	вода	вода
Реактор с газовым охлаждением (Magnox & AGR)	Англия	26	11	природн. U (метал.), обогащ. $\text{UO}_2$	$\text{CO}_2$	графит
Реактор с тяжелой водой под давлением 'CANDU' (PHWR)	Канада	38	19	необогащ. $\text{UO}_2$	тяжелая вода	тяжелая вода
Легководный графитовый реактор (РБМК)	Россия	17	13	обогащ. $\text{UO}_2$	вода	графит
Реактор на быстрых нейтронах (FBR)	Россия Япония	1 1	1	$\text{PuO}_2$ и $\text{UO}_2$	распл. натрий	нет
	<b>Всего</b>	<b>439</b>	<b>361</b>			



Второй контур находится при меньшем давлении, и его вода в теплообменниках закипает. Теплообменник, таким образом, является парогенератором. Пар заставляет вращаться турбину и электрогенератор, а затем конденсируется и вновь возвращается в теплообменник.

Реакторы на тепловых нейтронах обычно классифицируются по типу замедлителя. В качестве замедлителя используются материалы, обладающие хорошей замедляющей способностью и низким поглощением нейтронов. Среди них водород (в составе обычной воды), дейтерий (в составе тяжелой воды) и углерод (в виде графита). Все эти замедлители используются в промышленных энергетических реакторах. Основные типы реакторов на тепловых нейтронах приведены в таблице 2.6 и на рис. 2.18, все эти реакторы работают на твердом топливе.

Существует еще один тип реакторов – жидкосолевой реактор-размножитель (MSBR), в котором жидкая топливная смесь расплавов фторидов непрерывно циркулирует через каналы в графитовом замедлителе.

**Таблица 2.6. Основные типы энергетических реакторов на тепловых нейтронах**

РЕАКТОРЫ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ							
С легководным замедлителем (LWR)		С тяжеловодным замедлителем (HWR)		С графитовым замедлителем			
Легко—водный теплоноситель, прямой цикл (BWR)	Легко—водный теплоноситель, двухконтурный цикл (PWR)	Тяжеловодный теплоноситель (CANDU-PHW)	Легководный теплоноситель	CO <sub>2</sub> — теплоноситель		Гелиевый теплоноситель	Легко—водный теплоноситель
				Естественный уран (CANDU-BLW)	Обогащенное топливо (SGHWR)	Высокообогащенное топливо (HTGR)	Низкообогащенное топливо (РБМК-1000)

**Легководные реакторы (LWR), использующие в качестве теплоносителя обычную воду,** можно разделить на два типа: двухконтурные и одноконтурные. Если контуры теплоносителя и рабочего тела совмещены, то систему теплосъема называют одноконтурной, если же они разделены, то

двухконтурной. В *двухконтурных энергетических реакторах* контур теплоносителя называют первым, а контур рабочего тела – вторым.

**Реактор с водой под давлением (PWR).** Это наиболее распространенный тип реактора. Более 230 таких реакторов используется для получения электро- и теплоэнергии (вклейка 1, рис. 28).

В PWR обычная вода одновременно используется как замедлитель и как теплоноситель. В конструкции обязательным является наличие двух теплообменных контуров. В *двухконтурных энергетических реакторах* нагретый теплоноситель поступает в парогенератор, где отдает тепло воде второго контура, а генерируемый пар направляется в турбину. Передача тепла через поверхность нагрева требует перепада температур между теплоносителем и кипящей водой второго контура в парогенераторе.

Вода первого контура находится под давлением около 16 МПа, исключая кипение воды при рабочей температуре активной зоны не выше 320°C. Теплоноситель, выходящий из активной зоны, поступает в теплообменники парогенератора, где передает теплоту воде второго контура, превращая ее в пар с давлением 6 МПа. Из парогенераторов пар направляется в турбину, а затем превращается в воду в конденсаторе, который охлаждается водой из водоема-охладителя, градилен. В активной зоне реактора PWR вертикально устанавливаются топливные сборки, каждая с 200–300 тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов). В большом реакторе помещается приблизительно 150–250 топливных сборок с 80–100 тоннами урана. Температура воды в активной зоне реактора достигает приблизительно 325°C, следовательно, чтобы избежать ее кипения, приходится создавать давление около 150 атмосфер. Давление поддерживается паром в компенсаторе давления. В первичном контуре вода также служит замедлителем, и если вследствие перегрева часть ее перейдет в пар, цепная реакция деления прекратится. Этот эффект отрицательной обратной связи является одним из элементов безопасности реактора. Другая система безопасности, останавливающая при необходимости цепную реакцию

деления в реакторе, использует введение бора в теплоноситель первого контура.

В *одноконтурных энергетических реакторах* вода при прохождении через активную зону нагревается до температуры кипения, и в верхней части активной зоны образуется пар. Пар из такого реактора поступает в сепаратор, где от него отделяется влага, после чего пар поступает в турбину.

Конденсат пара из конденсатора турбины через подогреватели низкого давления направляют в деаэратор, а затем в реактор. Неконденсирующиеся газы из конденсатора турбины выбрасывают в систему спецвентиляции или на очистку.

**Кипящие реакторы** по конструкции подразделяются на корпусные и канальные. В *корпусном кипящем реакторе BWR* активная зона размещена в высокопрочном толстостенном стальном баке (вклейка 1, рис. 29).

Такие реакторы состоят из корпуса с крышкой и уплотняющими элементами; корзины активной зоны, в которой размещаются кассеты с ТВЭЛами. Теплоноситель ( $H_2O$ ) внутри корпуса находится под давлением  $\sim 7$  МПа, поэтому корпус должен быть прочным и хорошо противостоять коррозионному и эрозионному воздействию теплоносителя. Реактор BWR во многом подобен PWR, но в нем имеется только единственный контур теплоносителя, в котором вода циркулирует при более низком давлении, чем в PWR (около 75 атмосфер) так, что она закипает в активной зоне приблизительно при  $285^\circ\text{C}$ .

При работе реактора 12–15% воды в верхней части активной зоны превращается в пар, что приводит к ухудшению замедления нейтронов и меньшему энерговыделению в этой области. Пар проходит через сепаратор пара над активной зоной, а затем поступает непосредственно к турбинам, которые являются, таким образом, частью первого контура реактора. Так как вода первого контура всегда загрязнена радионуклидами, это означает, что турбина должна быть защищена, и при ее обслуживании требуется биологическая защита. Стоимость всего этого уравнивает выгоды более

простой конструкции BWR по сравнению с PWR. Радиоактивность связана, главным образом, с коротко живущими изотопами (основным из которых является  $^{16}\text{N}$  со временем полураспада 7 с), так что в турбинный зал можно входить вскоре после остановки реактора. Тепловыделяющая сборка реактора BWR содержит 90–100 ТВЭЛов; в реакторе размещается до 750 сборок с 140 тоннами урана. Дополнительная регулирующая система может ограничивать расход воды через активную зону, что сопровождается повышенным парообразованием и, как следствие, ухудшением процесса замедления нейтронов и снижением мощности реактора.

*Канальные кипящие реакторы* – реакторы с графитовым замедлителем (например РБМК-1000) состоят из цилиндрической графитовой кладки замедлителя, размещаемой в бетонной шахте, через которую проходят специальные каналы для органов регулирования и технологические каналы с урановым топливом, охлаждаемым водой. Проходя через технологические каналы, вода сначала нагревается, а затем частично испаряется. Пароводяная смесь по индивидуальным трубопроводам направляется в барабаны-сепараторы, где пар осушается, а затем направляется в турбину.

Развитие реакторов с графитовым замедлителем мотивировалось возможностью создания системы с топливом из природного урана при использовании легкодоступного и недорогого теплоносителя. Первым реактором с графитовым замедлителем и ядерным топливом из металлического природного урана была критическая сборка, охлаждаемая воздухом при естественной его циркуляции.

Графит имеет высокую замедляющую способность  $\xi\Sigma_s=0,0626$ , низкое сечение поглощения тепловых нейтронов  $\Sigma_a=3,87\cdot 10^{-4} \text{ см}^{-1}$  и коэффициент замедления, равный  $\xi\Sigma_s/\Sigma_a=162$ . Большая длина диффузии нейтронов в чистом графите  $L=56,4 \text{ см}$  приводит к значительным размерам реакторов с графитовым замедлителем, превышающим размеры реакторов с замедлителем на обычной воде ( $L=2,69 \text{ см}$ ). Особенно это относится к реакторам с топливом из природного урана, утечка нейтронов из которых должна быть очень малой, и чтобы

обеспечить требуемый баланс нейтронов (запас реактивности), необходимо увеличить его размеры. Тепловой к.п.д. реактора с ядерным топливом из природного урана не превышает 30% и определяется допустимой температурой топлива и оболочек ТВЭЛа.

Проблемы теплоотвода и невысокая радиационная стойкость металлического урана ограничивают энергонапряженность и глубину выгорания топлива значениями 5 МВт/т и 3600 МВт·сут/т соответственно.

*Канальные реакторы с графитовым замедлителем* впервые были сконструированы в 1940-х годах. В качестве энергетических ядерных блоков эти реакторы использованы на первой АЭС (5 МВт (эл.), 1954 г.), Сибирской АЭС (1958 г.), Белоярской АЭС (300 МВт (эл.), 1964 г.), на мощных АЭС нового поколения с блоками РБМК-1000 (эл.) начиная с первого блока Ленинградской АЭС (1973 г.) и далее на Курской, Чернобыльской, Смоленской АЭС и др. В 1983 г. вошла в строй первая очередь Игналинской АЭС с более мощным реактором РБМК-1500 (эл.).

Легководный реактор с графитовым замедлителем РБМК (реактор большой мощности канальный, в более ранней транскрипции – реактор большой мощности кипящий) – это реактор, разработанный на основе реакторов для производства плутония (вклейка 1, рис. 30).

В нем применяются длинные (7 м) вертикальные напорные трубы (каналы), проходящие через графитовый замедлитель и охлаждаемые водой, которая может кипеть в активной зоне при 290°C, почти как в BWR.

На рис. 31 (вклейка 1) представлен разрез реактора РБМК-1000.

Топливом является низкообогащенный оксид урана, находящийся в тепловыделяющих сборках длиной 3,5 метра. Так как замедление в основном связано с графитом, помещенным между каналами, избыточное парообразование уменьшает плотность теплоносителя и поглощение им нейтронов. В отличие от реакторов с водным замедлителем, интенсивность цепной реакции деления при этом не снижается, а возрастает. Поэтому эти реакторы обладают положительным паровым коэффициентом реактивности.

Реактор состоит из активной зоны, бокового отражателя, верхнего и нижнего торцевых отражателей нейтронов. Реактор размещается в бетонной шахте размером 21,6х21,6–25,5 м и опирается на бетон основания шахты. Реакторное пространство, ограниченное металлическим цилиндрическим кожухом и верхней и нижней стальными плитами, содержит графитовую кладку (замедлитель нейтронов) цилиндрической формы, состоящую из собранных в колонны блоков сечением 250х250 мм со сквозными цилиндрическими отверстиями диаметром 114 мм.

В этих отверстиях устанавливаются трубные технологические каналы и каналы систем управления и защиты (СУЗ). Они крепятся к верхней и нижней металлическим конструкциям, для этого в эти конструкции вварены специальные тракты-трубы (вклейка 1, рис. 32).

Активная зона РБМК-1000 имеет форму вертикального цилиндра с эквивалентным диаметром 11,8 м и высотой 7 м. Она окружена боковым графитовым отражателем толщиной 90 см, верхним и нижним графитовыми отражателями нейтронов толщиной 50 см. В кладке графитового замедлителя в ячейках квадратной решетки с шагом 250 мм расположены 1693 технологических канала и 179 каналов СУЗ с шагом 700 мм, квадратная решетка размещения которых повернута на 45° относительно решетки технологических каналов.

Корпус трубного технологического канала (см. вклейка 1, рис. 32) сварен из нескольких частей.

Средняя часть, находящаяся в активной зоне ядерного реактора, представляет собой трубу размером 88х4 мм из сплава циркония с ниобием (Zr-2,5%Nb).

Эта труба соединена с верхней и нижней концевыми частями из нержавеющей стали специальными переходниками из стали и циркония, изготовленными диффузионной сваркой.

В технологический канал на специальной подвеске вводится тепловыделяющая топливная кассета (вклейка 1, рис. 33), представляющая собой

последовательное соединение двух тепловыделяющих сборок ТВЭЛов длиной 3,5 м каждая.

Каждая тепловыделяющая сборка содержит 18 стержневых ТВЭЛов, которые дистанционируются и крепятся к центральной несущей трубе десятью стальными дистанционирующими решетками сотового типа. В центральную трубу размером 15х1,25 мм из циркониевого сплава помещается датчик контроля уровня энерговыделения. Масса кассеты 185 кг, масса ядерного топлива ( $\text{UO}_2$ ) в кассете – 130 кг.

Топливная загрузка РБМК-1000 содержит 61000 ТВЭЛов с топливными таблетками из диоксида урана  $\text{UO}_2$  с обогащением ураном-235 (1,8% или 2%), масса урана в загрузке активной зоны реактора 192 тонны. Среднее выгорание ядерного топлива в реакторе  $18,5 \cdot 10^3$  МВт·сут/т, длительность пребывания кассеты с ядерным топливом в активной зоне 3 года. РБМК-1000 работает в режиме непрерывной перегрузки ядерного топлива с помощью разгрузочно-загрузочной машины, ежесуточно перегружаются две-три кассеты.

Нагретая до температуры 270°C вода теплоносителя под давлением 7 МПа снизу со скоростью 20 м/с подается в технологический канал, на выходе из которого вода находится в состоянии развернутого кипения (температура 284°C). Как и в кипящих реакторах других типов, образованная в активной зоне пароводяная смесь подается в барабаны-сепараторы, и пар после отделения его от воды направляется в турбины. Среднее паросодержание на выходе из активной зоны составляет 14,5%. Регулирование мощности реактора осуществляется стержнями СУЗ, расположенными в каналах размером 88×3 мм и содержащими материалы, эффективно поглощающие нейтроны. Стержни приводятся в движение сервоприводами, расположенными над активной зоной. Органы регулирования обеспечивают уменьшение плотности потока нейтронов и мощности ядерного реактора со скоростью 4% в час. Основными преимуществами таких реакторов является:

- отсутствие в канальных ядерных реакторах дорогостоящего стального корпуса, возможность сооружения реакторов большой мощности и создание

ядерных реакторов, не связанных с изготовлением сложных корпусов массой 300 тонн;

- исключение трудностей по транспортировке корпусов реакторов;
- возможность работать в режиме АТЭЦ (Билибинская АЭС).

## **§2.5. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы с графитовым замедлителем**

Преимущество использования графита в качестве замедлителя нейтронов по сравнению с замедлителями из обычной и тяжелой воды заключается в том, что можно достичь высокой температуры активной зоны ядерного реактора. Кроме того, графит дешевле тяжелой воды и отличается механической прочностью, что упрощает конструкцию активной зоны и ядерного реактора. В усовершенствованных газоохлаждаемых реакторах используется обогащенный уран. Для достижения более высоких параметров газоохлаждаемые ядерные реакторы с графитовым замедлителем прошли три этапа развития:

- реакторы с ядерным топливом из металлического природного урана с газовым теплоносителем  $\text{CO}_2$ ;
- реакторы с ядерным топливом из обогащенного урана в виде диоксида  $\text{UO}_2$  с газовым теплоносителем  $\text{CO}_2$ ;
- высокотемпературные реакторы с высокообогащенным керамическим ядерным урановым топливом и гелиевым теплоносителем.

Газы обладают малыми сечениями поглощения нейтронов и дают возможность получать высокие температуры теплоносителя на выходе из реактора. Энергетическая система с уран-графитовым реактором, активная зона которого охлаждается газом, может работать в замкнутом газотурбинном цикле прямого преобразования ядерной энергии в механическую при достаточно высокой температуре газа. Газовые теплоносители имеют низкую плотность и теплоемкость, вследствие чего возрастает массовый расход теплоносителя через активную зону реактора, что отрицательно влияет на экономику энергетической установки. Эффективный к.п.д. реального газотурбинного цикла  $\eta_i$  в зависимости



от природы используемого газа требует оптимальной степени повышения его давления  $\pi_{\text{опт}}$ , при котором коэффициент полезной работы будет максимальным (рис. 2.19).

Анализ показывает, что в случае температуры газового теплоносителя порядка 1000 К и к.п.д. турбины и компрессора 0,85–0,88 при оптимальной степени повышения давления для гелия  $\pi_{\text{опт}} \approx 2\text{--}3$  и величина к.п.д. реального цикла достигает  $\eta_i \approx 30\text{--}32\%$ . Поэтому простейший цикл ядерной газотурбинной установки по экономическим показателям уступает двухконтурным высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам (ВТГР, HTGR) с паровой турбиной во втором контуре. Однако простота ядерной установки, работающей в замкнутом газотурбинном цикле, меньшее абсолютное давление, высокая маневренность и лучшие массогабаритные характеристики очень выгодны при использовании таких энергетических систем для транспортных и космических установок небольшой мощности.

У самого первого уран-графитового ядерного реактора с газовым охлаждением активной зоны тепловой мощностью 200 Вт было воздушное конвекционное охлаждение (вклейка 1, рис. 34). Весной 1943 г. в Ок-Риджской национальной лаборатории (ORNL, США) для получения весомых количеств плутония из урана-238 был запущен уран-графитовый реактор мощностью более 2000 кВт.

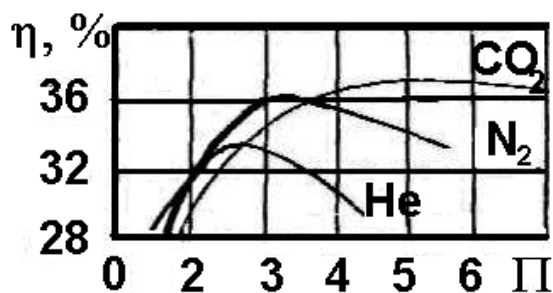


Рис. 2.19. Зависимость эффективного к.п.д. ядерной газотурбинной установки  $\eta_i$  от степени повышения давления  $\pi_{\text{опт}}$  для различных газов

Достигнутая мощность 4000 кВт с принудительным воздушным охлаждением (вклейка 1, рис. 35). Оба реактора использовали природный уран

без обогащения в качестве ядерного топлива и положили начало развитию ядерных газоохлаждаемых реакторов.

Следующим этапом в развитии реакторов данного типа явились аналогичные конструкции в Уинд-скейле (Англия) и Маркуле (Франция), которые охлаждались углекислым газом  $\text{CO}_2$ . В 1956 г. была запущена АЭС с четырьмя газоохлаждаемыми уран-графитовыми реакторами электрической мощностью по 40 МВт каждый в Колдер-Холле (Англия). Топливом в ядерных реакторах служил природный уран в оболочке из сплава магния «Магнокс», благодаря чему эти реакторы получили название магноксовых. Графитовая активная зона магноксовых реакторов представляла собой горизонтальный цилиндр высотой 10 м и диаметром 15 м, заключенный в стальной кожух с толщиной стенки 10 см (вклейка 1, рис. 36).

Стальной кожух, заключенный в корпус из предварительно напряженного железобетона с толщиной стенки 3 м, служил внутренней стенкой корпуса давления. Графитовая кладка активной зоны была пронизана каналами для размещения ТВЭЛов и теплоносителя. Топливо перегружалось в процессе эксплуатации без остановки ядерного реактора. Температура теплоносителя на выходе из активной зоны достигала  $414^\circ\text{C}$ , что на  $100^\circ\text{C}$  выше, чем в легководных ядерных реакторах. Пар производился в газоводяных теплообменниках.

Следующим этапом в развитии уран-графитовых ядерных реакторов явилось введение в строй эксплуатируемых в 1971 г. АЭС в Уильфе (Англия) с двумя магноксовыми ядерными реакторами электрической мощностью по 655 МВт каждый, с загрузкой активной зоны природным ураном (595 тонн), охлаждаемой углекислым газом  $\text{CO}_2$  под давлением 2,8 МПа. Уровень выгорания топлива достигал  $3,5 \text{ МВт}\cdot\text{сут/кг}$ , к.п.д. – 26%.

Усовершенствованный реактор с газовым охлаждением (AGR) относится ко второму поколению британских реакторов с газовым охлаждением (вклейка 1, рис. 37).

Реактор AGR был разработан на основе реакторов первого поколения Magnox, также с графитовым замедлителем и охлаждением  $\text{CO}_2$ . Несколько

таких реакторов все еще работают в Великобритании. В качестве топлива в них используется природный металлический уран.

Дальнейшее развитие конструкций этих реакторов в Англии привело к созданию более усовершенствованных газоохлаждаемых уран-графитовых ядерных реакторов AGR (вклейка 1, рис. 38), конструкция которых аналогична конструкции магноксовых, но удалось повысить к.п.д. реактора, уровень выгорания ядерного топлива и мощность без увеличения капитальных затрат. В реакторах AGR магноксовые ТВЭЛы с топливом из природного урана были заменены ТВЭЛами из слабообогащенного урана (~2% урана-235) в оболочке из нержавеющей стали, которая позволила повысить температуру поверхности ТВЭЛов до 760°C.

В ядерном реакторе AGR топливные элементы нагреваются до красного свечения, температура углекислого газа на выходе из активной зоны достигает 650°C при давлении 4 МПа. В итоге к.п.д. повышается до 42% (АЭС в Хинкли-Поинт и АЭС в Хантерстоне, Англия, которые начали работать в 1976 г.).

Корпус реактора AGR произведен из предварительно напряженного железобетона – цилиндрический, наружный диаметр 25,9 м, высота 29,3 м, толщина стенки 6,4 м.

Восемь парогенераторов размещены в цилиндрических полостях диаметром 2,75 м внутри бетонной стенки корпуса (см. вклейка 1, рис. 38, вид со стороны А). Газодувки установлены под парогенераторами.

Активная зона реактора заключена в стальную оболочку диаметром 13,1 м с толщиной стенки 19 мм, снаружи охлаждаемая водой, сверху закрывается крышкой, пронизанной каналами для перегрузки ядерного топлива. Поток газового теплоносителя организован так, что обеспечивается температура графита на уровне 325–500°C, которая соответствует минимуму запасенной в нем энергии и минимальному его радиационному распуханию. Температура газа на входе в активную зону 290°C, на выходе из нее – 650°C. Конструкция активной зоны реактора AGR диаметром 9,3 м и высотой 8,2 м формируется из кольцевых графитовых блоков, составляющих колонны. Внутри этих блоков в каналах

размещаются 324 топливных кассеты с ТВЭЛами, образующие квадратную решетку с шагом 457 мм. Стандартная топливная кассета AGR содержит 37 цилиндрических ТВЭЛОВ с топливом из слабообогащенного урана. Оболочки ТВЭЛОВ из нержавеющей стали имеют оребрение (вклейка 1, рис. 39).

Длина каждой топливной сборки 1041 мм. Восемь таких сборок устанавливаются последовательно друг за другом и стянуты стержнем, эта кассета целиком загружается и выгружается из реактора. При дальнейшем повышении температуры газового теплоносителя до  $\sim 1000^\circ$  углекислый газ становится непригодным из-за его химического взаимодействия с графитом, также становится непригодной и нержавеющая сталь.

В связи с этим были построены прототипы высокотемпературных газоохлаждаемых уран-графитовых ядерных реакторов с теплоносителем из гелия, ограничения энергонапряженности и глубины выгорания ядерного топлива были преодолены созданием дисперсного топлива. В июле 1965 г. вышел на полную мощность ядерный реактор «Dragon» тепловой мощностью 20 МВт в Винфрисе (Англия), в 1966 г. достиг критичности и подключен к сети реактор в Peach Bottom электрической мощностью 40 МВт (США), в 1967 г. был подключен к сети ядерный реактор AVR с шаровыми твэлами в Юлихе (Германия).

Реактор достиг критичности в 1974 г. и начал работать на номинальном уровне мощности в 1979 г. В это же время начинают разрабатываться проекты ядерных энергоблоков на основе высокотемпературных ядерных реакторов в США (HTGR, 1160 МВт (эл.)), в Германии был построен в 1972 г. реактор с шаровыми ТВЭЛами THTR (300 МВт (эл.)) (см. табл. 2.7).

Успех концепции высокотемпературных газоохлаждаемых ядерных реакторов с графитовым замедлителем связан с конструкцией топливных элементов, представляющих собой графитовые призмы гексагонального сечения, стержни или шары (диаметром  $\approx 60$  мм).

В материале графитовых призм диспергированы топливные частицы из оксида или карбида урана диаметром 100–400 мкм.

**Таблица 2.7. Основные характеристики газоохлаждаемых энергетических реакторов на тепловых нейтронах**

Характеристика	AGR Hinkley-Point B	HTGR-1160	THTR-300
Мощность, МВт:			
Тепловая	1493	3000	750
Электрическая, брутто	625	1175	310
нетто	621	1160	300
К.п.д. нетто, %	41,6	38,6	40,0
<b>Активная зона</b>			
Эквивалентный диаметр, м	9,1	8,4	5,6
Высота, м	8,3	6,3	5,1
Энергонапряженность, кВт/л	2,76	8,6	6,0
Удельная мощность топлива, кВт/кг	13,1	76,5	115
Количество ТВС	308	3944	675000*
Загрузка топлива, т	114 U	1,725 U+37,5 Th	0,33 U+6,22 Th
Выгорание топлива, МВт·сут/кг	18	98	113
Топливо	UO <sub>2</sub> (обогащение 2,0–2,55%); таблетки с отверстием; внутренним диаметром 5,1 мм, наружным диаметром 14,5 мм; оболочка-нержавеющая сталь	Th-235U (обогащение 93%); частицы, покрытые оболочкой, диспергированные в графитовых стержнях диаметром 15,6 мм	Крупка из оксида U-Th, диаметром 0,44 мм, покрытая пиролитическим углеродом, диспергированная в шаровых графитовых ТВЭЛх диаметром 6 см; 0,96 г 235U (обогащение 93%), 9,62 г Th на один шаровой ТВЭЛ
Органы регулирования	44 регулирующих стержня с бором в оболочке из нержавеющей стали, 21 стержень аварийной защиты	73 пары стержней с центральными отверстиями, состоящих из В4С и графита	36 стержней в боковом отражателе и 42 стержня аварийной защиты, которые вводятся в засыпку ТВЭЛов активной зоны
<b>Первый контур</b>			
Теплоноситель	CO <sub>2</sub>	He	He
Полный расход теплоносителя, т/ч	13250	5080	1080
Давление, МПа	4,3	5,1	4,0
Температура на входе, °C	292	316	260
Температура на выходе, °C	645	741	750
<b>Второй контур</b>			
Паропроизводительность, т/ч	2200	3900	930
Давление пара, МПа	16	16,9	18
Температура пара, °C	538	510	530
Выгорание топлива, МВт·сут/кг	18	98	113
Режим перегрузок	На ходу, непрерывно, три канала в неделю	На остановленном реакторе	На ходу, непрерывно

Эти частицы покрыты несколькими слоями графита и карбида кремния, которые наносятся методом пиролиза метана или ацетилена (вклейка 1, рис. 40). Весь графит в активной зоне ядерного реактора находится в составе тепловыделяющих элементов, которые извлекаются по окончании кампании топлива.

Корпус ядерного реактора делается из бетона, армированного стальными обручами и предварительно напряженными стальными канатами. Через верхнюю крышку корпуса проходят каналы, которые используются для перегрузки топлива и размещения приводов стержней регулирования (вклейка 1, рис. 41).

После успешной эксплуатации прототипов уран-графитовых высокотемпературных реакторов HTR в Peach Bottom (США) и «Dragon» (Англия) фирмой «General Atomic» в США был построен первый работающий полномасштабный энергетический высокотемпературный ядерный реактор с гелиевым охлаждением электрической мощностью 330 МВт, вошедший в состав АЭС в Fort-St.-Vrein (вклейка 1, рис. 42).

В реакторах HTGR и THTR использовался торий-урановый топливный цикл с топливной композицией из смеси частиц высокообогащенного урана и частиц тория. Делящийся материал (93% урана-235) в виде частиц диаметром 200–800 мкм покрыт пиролитическим углеродом и слоем карбида кремния толщиной 150–200 мкм. Частицы тория в виде оксида  $\text{ThO}_2$  покрыты только пироуглеродом. Диаметр частиц сырьевого материала ( $\text{ThO}$ ) в два раза больше диаметра топливных частиц. И те, и другие частицы диспергированы совместно в графите и образуют ТВЭЛы стержневой геометрии (HTGR) или шаровые ТВЭЛы (THTR). В HTGR ТВЭЛы заключены в гексагональные призматические блоки графита, образующие гексагональные тепловыделяющие сборки (ТВС) (вклейка 1, рис. 43–45).

Обе конструкции HTGR и THTR классифицируются как крупные опытные реакторы. Прототипы высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов уже прошли успешные испытания (таблица 2.8) в США и Европе. В процессе

эксплуатации первых высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов были обнаружены недостатки, снижающие их потенциальные возможности. В связи с этим часть данных установок переведена в режим «безопасной остановки» с последующим демонтажем.

Работы по устранению обнаруженных недостатков, разработка новых усовершенствованных конструкций и строительство высокотемпературных газоохлаждаемых уран-графитовых реакторов нового IV поколения в соответствии с программой МАГАТЭ INPRO развертывания энергетических инновационных технологий осуществляют США, Китай, ЮАР, Япония, Германия (таблица 2.9).

В 1991 г. по заказу Японского института ядерной энергетики (JAERI) было начато строительство экспериментального ядерного реактора HTTR с тепловыделяющими сборками блочной конструкции по лицензии фирмы «General Atomic» (США), построившей первый полномасштабный энергетический высокотемпературный ядерный реактор на АЭС в Fort-St.-Vrein электрической мощностью 330 МВт.

**Таблица 2.8. Остановленные и демонтируемые ВТГР**

Параметры	AVR Германия	«Dragon» Англия	Peach Bottom США	THTR Германия	Fort-St.-Vrein США
Тепловая мощность, МВт	46	20	115	750	842
Электрическая мощность, МВт	15	—	40	300	330
Назначение	Эксперимент	Эксперимент	Эксперимент	Эксперимент	Эксперимент
Тип твэлов	Шаровой	Стержневой	Стержневой	Шаровой	Блочный
Максимальная температура гелия, °С	950	750	770	750	842
Годы эксплуатации	1995–1998	1966–1975	1965–988	1985–1988	1976–1989
Состояние	Остановлен	В стадии демонтажа	В стадии демонтажа	Остановлен	Частично демонтирован

По предложенной JAERI концепции новый ядерный реактор HTTR должен обеспечивать экономное производство электроэнергии с помощью гелиевого турбогенератора и вырабатывать высокотемпературное тепло для различных технологических процессов, в частности для получения водорода.

Реактор достиг критичности в ноябре 1998 г., с сентября 1999 г. он работает в экспериментальном режиме и 19 апреля 2004 г. температура гелия на выходе из реактора достигла 950°C. Основные технические характеристики реактора HTTR приведены в таблице 2.9, схема конструкции представлена на рис. 45 (вклейка 1).

**Таблица 2.9. Проектируемые, строящиеся и введенные в эксплуатацию ВТГР**

Показатели	HTTR, (Китай)	HTTR, (Япония)	Modul (Германия)	PBMR (ЮАР)	GAC-600 (США)
Тепловая мощность, МВт	10	30	200	265	600
Электрическая мощность, МВт	3	–	80	110	286
Назначение	Эксперимент Газовая турбина	Эксперимент Технологическое тепло	Промышленна я электроэнер гетика	Производство электроэнергии с помощью газовой турбины	Производство электроэнергии. Газовое использование
Тип ТВЭЛОВ	Шаровой	Блочный	Шаровой	Блочный	Блочный
Максимальная температура гелия, °C	700	850 (950)	700	900	850
Максимальная температура при аварии, °C	<1000	<1600	<1500	<1600	<1600
Состояние	В стадии строительства	Работает	Детальное проектирова ние	Детальное проектирование	Детальное проектирование

**Таблица 2.10. Технические характеристики реактора HTTR**

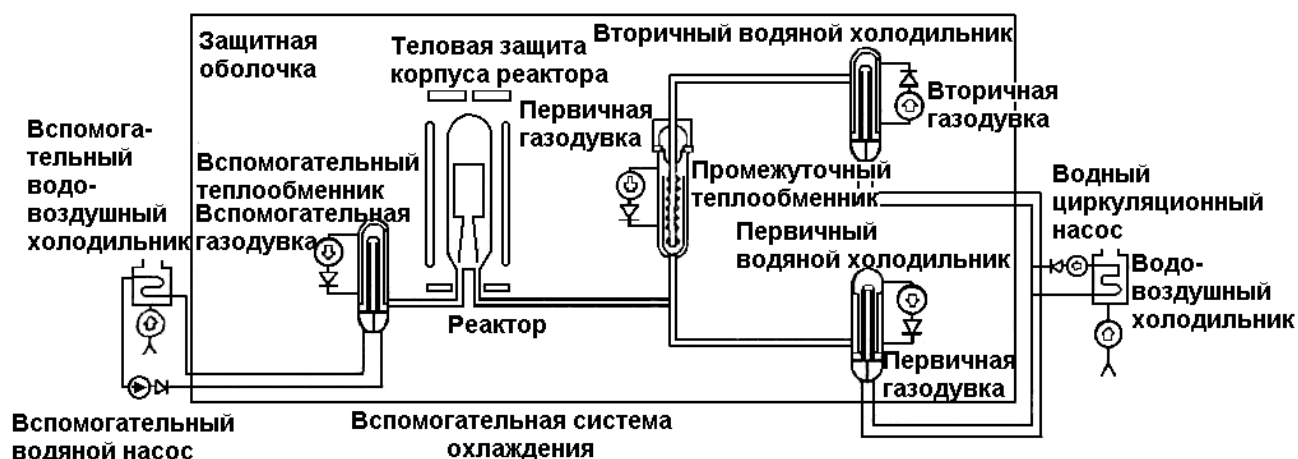
Тепловая мощность, МВт	30
Теплоноситель	Газообразный гелий
Температура He на выходе реактора, °C	850 (штатный режим) 950 (высокотемпературный режим)
Температура He на входе реактора, °C	395
Давление He, МПа	4,0
Расход He, кг/с	12,4 (штатный режим) 10,2 (опытный режим)
Конструкционный материал АЗ	Графит
Высота АЗ, м	2,9
Диаметр АЗ, м	2,3
Плотность энерговыделения, МВт/м <sup>3</sup>	2,5



Топливо	Низкообогащенный $\text{UO}_2$
Обогащение топлива, % мас.	3—10 (среднее 6)
Тип топлива	Призматические блоки
Материал КД реактора	Хромомолибденовая сталь
Число петель охлаждающего контура	1

Несмотря на небольшую мощность, НТТР является полупромышленным экспериментальным реактором с соответствующим технологическим оснащением. Контур циркуляции теплоносителя (рис. 2.20) содержит гелий под давлением 4 МПа с температурой на входе в реактор  $395^\circ\text{C}$ .

Корпус высокого давления с толщиной стенки 80 мм имеет внутри стоки тепла, соединенные с реактором коаксиальным трубопроводом, в котором гелий движется в противоположных направлениях.



*Рис. 2.20. Контур циркуляции теплоносителя НТТР*

Большая часть тепла передается в теплообменнике, охлаждаемом водой под давлением. Параллельно с ним расположен теплообменник гелий/гелий мощностью 10 МВт. Реактор, теплообменники и защита расположены в большом стальном корпусе, который вместе с окружающими его вспомогательными устройствами установлен под землей, и только большая верхняя крышка защитного резервуара находится на уровне земли. Над крышкой располагаются реакторный зал и машины для перегрузки ядерного топлива (вклейка 1, рис. 46).

Активная зона ядерного реактора построена по принципу «стержни в блоке». Тепловыделяющие топливные элементы представляют собой прессованные компакты в виде полых цилиндров, содержащих топливные частицы с покрытием высокой плотности; они установлены в тонкостенные точно обработанные графитовые трубки, которые размещаются в вертикальных каналах гексагональных графитовых блоков, представляющих собой тепловыделяющую сборку (вклейка 1, рис. 47). Гексагональные блоки собирают в колонны. Аналогичные блоки, не содержащие ядерного топлива, образуют отражатели дна и крышки ядерного реактора, а также внутреннюю часть бокового отражателя. Отдельные колонны служат для размещения в каналах стержней системы управления защитой (вклейка 1, рис. 48).

Китайский высокотемпературный ядерный реактор HTR-10, построенный для отработки технологии HTGR в КНР, достиг критичности в декабре 2000 г. Опыт его эксплуатации заложен в основу конструкции более мощного реактора HTGCR (High Temperature Gas Cooled Reactor) с теплоносителем из гелия, которая разработана компаниями «Interatom» и «Siemens». Реактор имеет тепловую мощность 200 МВт, температура гелия на выходе 700°C (в режиме получения пара) и 950°C (в режиме источника тепла для технологических целей).

На рис. 49 (вклейка 1) схематически представлен реактор HTR-10 (прототип реактора HTGCR-200).

В ЮАР компанией «ESKOM» с 1994 г. разрабатывается ядерный реактор PBMR (Pebble Bed Modular Reactor) с засыпкой активной зоны шаровыми ТВЭЛами (см. вклейка 1, рис. 40), содержащими топливные частицы с покрытием TRISO, тепловой мощностью 400 МВт, предназначенный для получения электроэнергии в одноконтурной установке с гелиевой турбиной.

В центре активной зоны реактора размещается отражатель из сплошного графита, в каналах которого размещаются органы регулирования. Температура топлива достигает 1130°C, что обеспечивает низкое загрязнение турбины продуктами деления ядерного топлива. Оценки показывают, что удержание

продуктов деления в топливе реактора PBMR (т.е. в шаровых ТВЭЛах) обеспечивается при температуре не выше 1600°C.

В соответствии с оценками в настоящее время обеспечение конкурентоспособности реактора PBMR возможно при стоимости его сооружения 1000–1500 дол. США за один киловатт установленной мощности. Строительство демонстрационной АЭС с реактором PBMR будет реализовано в Коберге (тепловой мощностью 400 МВт будет использован при строительстве полномасштабной АЭС из 4–8 модулей для работы в базовой нагрузке).

GT-MHR (Gas Turbine-Modular Helium Reactor) – модульный реактор с гелиевым теплоносителем тепловой мощностью 600 МВт разрабатывается в рамках российско-американской программы утилизации оружейного плутония. В рамках этой же программы разрабатывается коммерческий вариант с урановым топливом. Установка GT-MHR сочетает в себе модульный ядерный уран-графитовый реактор MHR, охлаждаемый гелием, и высокоэффективную газотурбинную установку GT с преобразованием тепловой энергии в замкнутом одноконтурном цикле (цикл Брайтона). Обе установки соединены коротким трубопроводом, служащим для подачи гелия из активной зоны реактора в систему преобразования тепловой энергии в механическую. Состоящая из двух корпусов ядерно-энергетическая установка размещается в бетонном бункере ниже уровня земли (вклейка 1, рис. 50).

В таблице 2.11 приведены технические характеристики ядерно-энергетической установки GT-MHR.

**Таблица 2.11. Технические характеристики ЯЭУ GT-MHR**

Мощность реактора, МВт (тепл.)	600
Температура He на входе и выходе АЗ, °C	491/850
Давление He на входе и выходе АЗ, МПа	7,07/7,02
Расход He, кг/с	320
Температура He на входе и выходе турбины, °C	848/511
Давление He на входе и выходе турбины, МПа	7,01/2,64
Температура He на входе и выходе «горячей» стороны рекуператора, °C	511/125
Температура He на входе и выходе «холодной» стороны рекуператора, °C	105/491

Электрическая мощность (нетто), МВт (эл.)	286
К.п.д. (нетто) установки, %	43

Нагрев гелия в активной зоне ядерного реактора происходит нисходящим потоком газа, проходящего через каналы в топливных элементах. После нагрева гелий поступает в газовую турбину, где газ расширяется, обеспечивая привод генератора и компрессоров.

После выхода из турбины гелий поступает в «горячую» часть рекуператора, затем в теплообменник предварительного охлаждения и в компрессоры низкого и высокого давления, претерпевая промежуточное охлаждение. Из компрессора высокого давления поток гелия подается в «холодную» часть рекуператора и возвращается в ядерный реактор.

В реакторе MHR предусматривается использование керамического топлива на основе сферических топливных частиц из делящегося или воспроизводящего материала с покрытием типа TRISO (многослойное тугоплавкое покрытие). Покрытие обладает высокой коррозионной стойкостью и является барьером, предотвращающим выход продуктов деления ядерного топлива в поток газового теплоносителя. При нормальной эксплуатации ядерного реактора MHR температура ядерного топлива не превышает 1250°C, покрытие TRISO термически устойчиво до 2000°C.

Топливные частицы с покрытием TRISO диаметром 650–850 мкм смешиваются с углеродом, а затем подвергаются компактированию в топливные таблетки диаметром 13 мм и высотой 51 мм. Эти таблетки помещаются в тонкостенные точно обработанные графитовые трубки, которые размещаются в вертикальных отверстиях гексагональных блоков, являющихся топливными сборками (длина 793 мм, максимальный размер поперечного сечения 360 мм). Активная зона ядерного реактора формируется 102 колоннами с ТВС, каждая колонна содержит 10 ТВС, установленных друг на друга. Блоки графитового отражателя расположены внутри активной зоны и на ее периферии (вклейка 1, рис. 51).

Конструкция активной зоны дает возможность применять призматические ТВС и засыпку активной зоны шаровыми ТВЭЛами (как в реакторе RBMR в ЮАР). Использование цикла Брайтона в схеме с газовой турбиной позволяет достичь чрезвычайно высокого значения термического к.п.д., он составляет приблизительно 48%. Это сокращает выбросы тепла в атмосферу на 50% по сравнению с традиционными водоохлаждаемыми ядерными реакторами, а производство актиноидов на единицу вырабатываемой электроэнергии по сравнению с легководными ядерными реакторами – на 60%.

## **§ 2.6. Реакторы с водой под давлением. Кипящие реакторы**

Реакторы с водой под давлением появились впервые как энергетические установки для атомных подводных лодок (США, «Наутилус», 1954 г.). Успешный опыт эксплуатации реактора такой конструкции в военно-морском флоте инициировал создание первой экспериментальной энергетической установки для мирных целей. В 1957 г. была пущена АЭС «Шиппингпорт» мощностью 60 МВт (эл.) с водо-водяным реактором (замедлитель нейтронов и теплоноситель – обычная вода  $H_2O$ ). Современные реакторы такого типа, сооружаемые в различных странах, мало отличаются друг от друга, так как основаны на одинаковых технических принципах. На рис. 52 (вклейка 1) представлена конструкция реактора такого типа фирмы «Вестингауз».

Активная зона ядерного реактора содержит около 40000 стержневых ТВЭЛов в 193 тепловыделяющих сборках (ТВС), каждая ТВС содержит 208 ТВЭЛов (вклейка 1, рис. 52). Топливная загрузка активной зоны реактора составляет 88 тонн оксидного  $UO_2$  таблеточного топлива с обогащением ~2,5% по урану-235. Корпус реактора изготовлен из низколегированной стали, высота 13 м, диаметр 4,4 м, толщина стенок 22 см. На рис. 52 (вклейка 1) показано распределение подвижных стержней регулирования в ТВС. Стержни регулирования изготовлены из сплава серебра, содержащего 15% индия и 5% кадмия, которые имеют большие сечения захвата тепловых нейтронов. Всего в активной зоне реактора 1060 таких стержней.

В качестве главного метода регулирования реактивности (и мощности реактора) используют борную кислоту  $\text{H}_3\text{BO}_3$ , которую вводят в теплоноситель с помощью специальной системы впрыска. Борная кислота циркулирует в первом контуре теплоносителя, и входящий в ее состав бор выполняет функцию выгорающего поглотителя нейтронов. При пуске ядерного реактора со свежим топливом в активной зоне концентрация борной кислоты около 0,15%, но ко времени перегрузки топлива она снижается практически до нуля. Концентрацию борной кислоты регулируют в боковом контуре, содержащем выпарную систему.

Физические параметры активной зоны реактора PWR с водой под давлением: электрическая мощность 1100 МВт, температура теплоносителя ( $\text{H}_2\text{O}$ ) 317°C, давление теплоносителя 16 МПа, к.п.д. 32%, выгорание топлива 33000 МВт·сут/т, коэффициент размножения нейтронов  $K_\infty=1,29$  (в холодном состоянии) и  $K_\infty=1,18$  (при рабочей температуре), температурный коэффициент реактивности – отрицательный и равен  $1 \cdot 10^{-3} \% \Delta K/(K, ^\circ\text{C})$ , средняя плотность потока нейтронов  $2,16 \cdot 10^{13}$  (тепловых) и  $3 \cdot 10^{14}$  (быстрых) нейтронов/(см<sup>2</sup>·с).

Тепловыделяющие сборки ТВЭЛов (вклейка 1, рис 53) нельзя использовать до 100-процентного расхода (выгорания) урана-235. Деление ядер урана-235 приводит к образованию продуктов деления – атомных ядер, многие из которых имеют очень большие сечения захвата нейтронов (более 100 барн) и конкурируют с цепной реакцией деления в процессах захвата нейтронов.

Прежде чем ядерный реактор будет «отравлен» этими продуктами деления, тепловыделяющие сборки приходится заменять. Это осуществляется с помощью загрузочной (разгрузочной) машины. Отработавшие ТВС всегда выдерживают («охлаждают»), чтобы снизить радиоактивность и остаточное тепловыделение, в течение нескольких месяцев в бассейнах-хранилищах, заполненных водой и расположенных в здании реактора.

Отработавшие ТВС можно позднее перерабатывать, чтобы извлечь невыгоревший делящийся материал, а также любой *сырьевой* (воспроизводящий) *материал*. Атомы сырьевого материала можно превратить в атомы делящихся элементов, например уран-238, захватывая нейтроны, превращается в делящийся

плутоний-239. Химическая переработка отработавшего ядерного топлива позволяет удалить из него продукты деления, некоторые из них являются достаточно ценными. Однако большую часть продуктов деления не выделяют индивидуально, а хранят как *радиоактивные отходы* (РАО). Извлеченный делящийся материал можно использовать для изготовления свежего ядерного топлива. Реакторы подобного типа фирмы «Вестингауз» являются преобладающим типом ядерного реактора на АЭС в странах Европы.

Аналогичные типы реакторов (ВВЭР) были созданы в СССР и широко используются в России и других странах. В Украине также используется серийный реактор ВВЭР-1000. Реактор ВВЭР-1000 состоит из таких же конструктивных узлов, что и PWR, но имеет некоторые особенности (вклейка 1, рис. 54).

Корпус реактора имеет два ряда по четыре патрубка диаметром 850 мм, на уровне верхнего и нижнего ряда этих патрубков находятся два патрубка диаметром 300 мм для присоединения трубопроводов системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ).

Корпус реактора, изготовленный из перлитной стали 15Х2НМФА, изнутри плакирован слоем нержавеющей стали.

В активной зоне ВВЭР-1000 диаметром 3,16 м и высотой 3,56 м размещаются 163 шестигранных ТВС с размером «под ключ» 234 мм (вклейка 1, рис. 55).

ТВС содержит 331 стержень, из них 312 тепловыделяющих топливных элемента стержневого типа, 18 направляющих трубок для пучка регулирующих стержней системы управления и защиты (СУЗ) и центральная трубка для крепления дистанционирующих решеток (вклейка 1, рис. 55).

ТВЭЛы в сборке располагаются по треугольной решетке с шагом 12,75 мм, высота кассеты ТВЭЛов 4,66 м. В активной зоне ВВЭР-1000 ТВС расположены по треугольной решетке с шагом 241 мм (вклейка 1, рис. 56).

Вес ТВС 735 кг, масса ядерного топлива  $\text{UO}_2$  в ТВС 488 кг. Механизм СУЗ имеет 61 привод, которые объединяются в группы. Приводы СУЗ перемещают

пучки (кластеры) из 18 стержней – поглотителей нейтронов из карбида бора  $B_4C$  внутри ТВС в специальных направляющих трубках. Медленное регулирование реактивности в активной зоне реактора осуществляется введением борной кислоты  $H_3BO_3$  в теплоноситель в количестве до 13,5 г  $H_3BO_3$ /кг  $H_2O$ .

**Реакторы с кипящей водой (BWR – Boiling Water Reactor)** положили начало промышленному использованию ядерной энергии в США. Первая лицензия на энергетический ядерный реактор с кипящей водой была получена в 1956 г., а в 1960 г. было закончено строительство и запущена первая демонстрационная АЭС «Дрезден» электрической мощностью 180 МВт. В 1963 г. была построена и запущена промышленная АЭС «Ойстер Крик» (США) с энергоблоком BWR, эксплуатация которой показала конкурентоспособность атомных электростанций по сравнению с электростанциями на органическом топливе. Современные ядерные реакторы с кипящей водой, эксплуатируемые в разных странах, имеют почти одинаковую конструкцию.

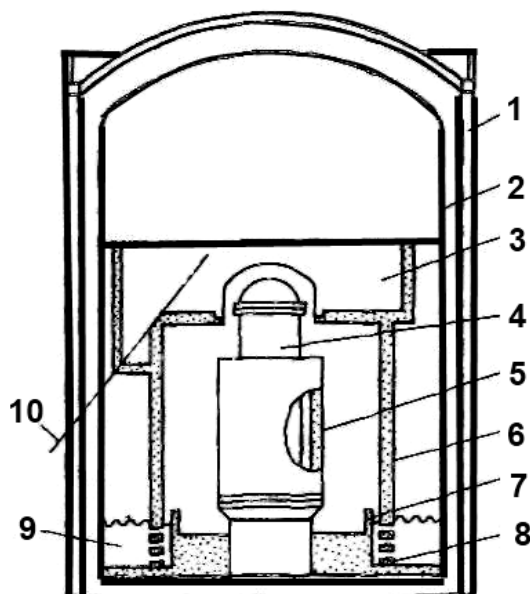
На рис. 57 (вклейка 1) представлена схема конструкции реактора BWR-6 фирмы «General Electric» на АЭС «Grand Gulf» (США, штат Миссисипи).

Тепловая мощность, генерируемая в активной зоне реактора, 3833 МВт, электрическая мощность блока 1250 МВт. Активная зона, парогенераторы и осушители пара в реакторе BWR размещены в корпусе давления из низколегированной стали диаметром 6,4 м, высотой 22 м, толщина стенки корпуса 152 мм, изнутри корпус плакирован аустенитной нержавеющей сталью (рис. 2.21).

Корпус имеет съемную крышку. Цилиндрическая активная зона BWR собрана из ТВС квадратного сечения (вклейка 1, рис. 57) длиной 3,6 м (800 топливных сборок), установленных рядами на опорной перфорированной плите (вклейка 1, рис. 58). Верхняя плита над активной зоной удерживает верхние концы тепловыделяющих элементов. Активная зона окружена кожухом из нержавеющей стали, который вместе с корпусом реактора формирует кольцевой зазор (вклейка 1, рис. 59). В кольцевом зазоре сверху вниз течет теплоноситель, поступающий в нагнетательную камеру под опорной плитой



активной зоны. Из этой камеры вода (теплоноситель), обеспечивающая замедление нейтронов и охлаждение тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), поступает снизу вверх в активную зону и кипит в верхней ее части.



*Рис. 2.21. Защитная оболочка для ВВР: 1 – защитное здание; 2 – оболочка; 3 – реакторный колодец; 4 – реактор; 5 – защитная стенка реактора; 6 – шахта реактора; 7 – гидрозатвор; 8 – горизонтальные каналы; 9 – бассейн снижения давления; 10 – направление транспортировки топлива*

Необходимую скорость теплоносителя обеспечивают 24 водоструйных насоса, установленные в зазоре между кожухом активной зоны и корпусом реактора (см. вклейка 1, рис. 59).

Вода в водоструйные насосы подается двумя центробежными насосами внешних петель контура циркуляции.

Объем прокачиваемой воды (до 30% всей рециркулирующей воды) и скорость ее циркуляции через реактор можно изменять во внешней части контура. Регулирование расхода воды через активную зону реактора позволяет изменять в ней содержание пара и скорость ее испарения. Увеличение доли пара в воде активной зоны уменьшает замедление нейтронов (и, следовательно, реактивность), что может быть использовано для регулирования мощности

реактора (до 25% номинального значения) без участия стержней регулирования.

Прошедшая активную зону пароводяная смесь поступает в центробежные сепараторы, где после отделения пара вода возвращается через кольцевой зазор в циркулирующий поток теплоносителя. Пар проходит вверх через пароосушители и направляется в турбину с температурой 286°C под давлением 7 МПа.

Активная зона ядерного реактора с кипящей водой состоит из тепловыделяющих сборок, каждая ТВС содержит 8×8 тепловыделяющих элементов диаметром 12,3 мм, оболочка ТВЭЛа сделана из сплава циркония (циркалой-2), диаметр топливной таблетки 10,6 мм. Использование индивидуальных изолированных каналов для охлаждения ТВЭЛов позволяет регулировать поток теплоносителя в каждом пучке ТВЭЛов. Для выравнивания тепловыделения в каждой кассете установлены ТВЭЛы с различным обогащением топлива. Два стержня в центре кассеты не содержат топлива и заполнены водой (так называемые «водяные стержни»), они обеспечивают дополнительное замедление нейтронов и уменьшают спад потока нейтронов в центре кассеты.

Выгорание ядерного топлива в процессе работы реактора компенсируется выгорающим поглотителем нейтронов – гадолинием, добавляемым в топливные таблетки. Среднее обогащение топлива в кассете при равновесном топливном цикле 2,2–2,8%. Между квадратными ТВС перемещаются крестообразные поглощающие стержни, содержащие карбид бора  $B_4C$ , поглощающий нейтроны. Эти стержни вводятся в активную зону снизу с помощью гидравлических приводов, позволяющих провести быструю аварийную остановку ядерного реактора (вклейка 1, рис. 60).

Выгорание топлива в реакторе BWR составляет 28,4 МВт·сут/кг, средняя энергонапряженность активной зоны – 54 кВт/л, средняя удельная мощность топлива – 23 кВт/кг. Выгружаемое из активной зоны ядерного реактора отработавшее ядерное топливо транспортируется из заполненного водой реакторного колодца над активной зоной (вклейка 1, рис. 61) по специальному

каналу в бассейн хранения, расположенный в соседнем здании. Доля перегружаемых ТВС зависит от кампании ядерного топлива и составляет одну четверть или одну треть полной загрузки активной зоны. В зависимости от этого длительность работы ядерного реактора между перегрузками составляет 12 или 18 месяцев соответственно. При одногодичном цикле длительность остановки реактора на перегрузку составляет около 30 сут. При перегрузке топлива не достигшие проектного выгорания ТВС переставляются в другие места активной зоны. Для ВВР с одноконтурной тепловой схемой особо важное значение имеет проблема радиоактивного загрязнения теплоносителя (воды).

Радиоактивное загрязнение воды зависит от состава содержащихся в ней примесей, которые при взаимодействии с нейтронами образуют радиоактивные элементы в различных ядерных реакциях. Взаимодействие нейтронов с кислородом воды приводит к образованию изотопа азота  $^{16}\text{N}$  с периодом полураспада  $T_{1/2}=7,13$  с. Многолетняя эксплуатация кипящих реакторов показала, что проведение профилактических работ на турбине, конденсаторе и питательных насосах не осложняется образованными в воде и перешедшими в состав пара радиоактивными элементами из-за короткого периода их полураспада.

### **§ 2.7. Энергетические реакторы с тяжеловодным замедлителем**

Преимущество использования тяжелой воды  $\text{D}_2\text{O}$  для замедления нейтронов состоит в малом сечении поглощения тепловых нейтронов (оно в 212,5 раз меньше, чем у обычной воды  $\text{H}_2\text{O}$ ), что сочетается с высокой замедляющей способностью ( $\xi\Sigma\text{S}/\Sigma\alpha=5860$ ), которая в 94,5 раза выше, чем у воды  $\text{H}_2\text{O}$ , и в 35,3 раза выше, чем у графита. Это позволяет использовать в качестве топлива природный уран без обогащения. Однако для этого необходимо обеспечить соотношение объемов замедлителя  $\text{D}_2\text{O}$  и топлива  $\text{UO}_2$ , равное  $\sim 20$ , что приводит к большому расстоянию между топливными каналами и, следовательно, к низкой энергонапряженности активной зоны реактора. Хороший баланс нейтронов и высокая жесткость их энергетического спектра

(высокий интегральный поток замедляющихся нейтронов) создают в реакторах с тяжеловодным замедлителем условия для интенсивной генерации из урана-238 плутония-239. Низкое поглощение нейтронов тяжеловодным замедлителем обеспечивает высокую эффективность использования урана-235: на единицу массы урана-235 в тяжеловодном реакторе выделяется в 2 раза больше энергии, чем в реакторе с замедлителем из обычной воды, при этом 50% этого энерговыделения связано с делением плутония-239, образуемого в реакторе из урана-238. Выгружаемое отработавшее ядерное топливо тяжеловодных реакторов содержит в 2 раза больше плутония-239, чем выгружаемое отработавшее ядерное топливо реакторов с замедлителем из обычной воды. Эффективный баланс нейтронов позволяет рассматривать тяжеловодный реактор в качестве кандидата для конверсии тория-232 в уран-233 в ториевом топливном цикле. Высокое значение коэффициента деления  $\eta=2,29$  для урана-233 в тепловом спектре нейтронов тяжеловодного реактора и более высокое, чем у урана-238, сечение радиационного захвата нейтронов ( $n, \gamma$ ) торием-232 приводят к равновесной наработке урана-233 порядка 16 г/кг Th, в то время как наработка плутония-239 в этом же реакторе и в такой же реакции ( $n, \gamma$ ) составляет 2,7 г/кг U.

Первые большие ядерные реакторы с замедлителем из тяжелой воды были построены в США около 1950 г. с целью производства материалов для ядерного оружия. В настоящее время самым распространенным реактором с замедлителем из тяжелой воды D<sub>2</sub>O является реактор канадского производства CANDU (Canada Deuterium Uranium – зарегистрированная торговая марка фирмы AECL).

Этот реактор (вклейка 1, рис. 62, 63) не только прошел успешные испытания в Канаде, где его производство и эксплуатация осуществляются под наблюдением фирмы AECL, но был предметом продажи в другие страны – Индию, Южную Корею, Аргентину, Румынию.

После накопления опыта эксплуатации демонстрационного энергетического реактора NPD (Nuclear Power Demonstration Reactor), который начал работать в 1962 г., и прототипа реактора CANDU мощностью 200 МВт (эл.), запущенного в 1967 г. на АЭС «Duglas Point», были построены четыре энергоблока на АЭС

«Pickering A» (провинция Онтарио, Канада) по 515 МВт и четыре блока по 740 МВт на АЭС «Bruce». Следующий блок с ядерным реактором CANDU мощностью 640 МВт был пущен в 1982 г. на АЭС «Point Lepreau». На основании опыта их эксплуатации было построено еще 12 блоков с реакторами CANDU: четыре на АЭС «Pickering» по 516 МВт, четыре – на АЭС «Bruce» по 750 МВт и четыре на новой площадке «Darlington» по 880 МВт. Коэффициенты использования установленной мощности на всех энергетических блоках АЭС были в пределах 80–90%.

При создании ядерных реакторов CANDU предполагалось, что нет необходимости в предприятиях по обогащению уранового топлива изотопом урана-235. Это позволило Канаде сэкономить миллиарды долларов. Применение тяжелой воды в качестве замедлителя нейтронов в реакторах CANDU снизило затраты на топливный цикл, хотя и потребовало больших капитальных вложений в ее производство.

Однако, исходя из обеспечения современных требований по безопасности (в части предотвращения повторной критичности при авариях), необходимо использовать слабообогащенный уран (до 1–1,5%), что существенно ухудшает экономические показатели. Недостатком реактора CANDU также является невысокое рабочее давление теплоносителя, что приводит к низким параметрам пара на турбогенераторе по сравнению с PWR и ВВЭР. Величина к.п.д. энергоблоков с реакторами CANDU находится в диапазоне 28–30% (против 33–34% для PWR и ВВЭР) и уступает более высокому к.п.д. тепловых электростанций на органическом топливе (до 42–45%).

### **Типы ядерных реакторов с тяжеловодным замедлителем нейтронов**

Тяжеловодные ядерные реакторы классифицируются по типу применяемого теплоносителя ( $D_2O$ ,  $H_2O$ , газообразный  $CO_2$ , органические жидкости) и по конструкции (канального или корпусного типа). В таблице 2.12 приведены все разновидности ядерных реакторов с тяжеловодным замедлителем нейтронов.

В канальном реакторе ТВЭЛы расположены в трубах-каналах, по которым циркулирует теплоноситель. Эти трубы проходят через корпус реактора (бак),

содержащий замедлитель  $D_2O$ , температура и давление которого поддерживаются на относительно низком уровне. В корпусной конструкции тяжеловодный замедлитель под высоким давлением прокачивается через корпус, содержащий активную зону, в теплообменники, передавая тепло обычной воде второго контура (вклейка 1, рис. 63).

**Таблица 2.12 Типы ядерных реакторов с замедлителем нейтронов из тяжелой воды  $D_2O$**

Теплоноситель	$D_2O$		$H_2O$	Органический	$CO_2$	
Конструкция	Канальная	Корпусная	Канальная	Канальная	Канальная	Корпусная
	CANDU-PHW	«Маврикен» (Швеция)	SHGWR (Англия)	WR-1	BL-4	Богунце
		«Атуча» (Аргентина)	CANDU-BLW (Канада)	(Канада)	(Франция)	(Чешская Респ.)

Недостатком тяжеловодных реакторов канального типа является сложная система соединения большого числа каналов с теплоносителем в единый контур, что приводит к значительному увеличению стоимости. Использование тяжелой воды  $D_2O$  в качестве теплоносителя в тяжеловодном реакторе канального типа возможно только в двухконтурной схеме, наличие парогенераторов в которой заметно увеличивает общую стоимость системы.

Использование в тяжеловодном реакторе канального типа в качестве теплоносителя  $H_2O$  позволяет применить прямой одноконтурный цикл преобразования ядерной энергии, исключает теплообменники, снижает загрузку системы тяжелой водой  $D_2O$  и уменьшает стоимость системы. Недостатком такой системы является ограничение на уровень выделяемой ТВЭЛами энергии для исключения образования паровой пленки на их поверхности.

Использование в качестве теплоносителя газов (гелия и газообразного  $CO_2$ ) позволяет поднять температуру ядерного топлива и увеличить термодинамический к.п.д. системы. Но при этом возникают повышенные требования к материалам, применяемым для изготовления оболочек ТВЭЛов и труб каналов. Жаропрочные материалы имеют более высокие сечения поглощения тепловых нейтронов, чем

обычно используемые сплавы циркония. Это нарушает баланс нейтронов и влияет на экономику топливного цикла. Ограничение на температуру оболочек ТВЭЛов не позволяет достичь такой же плотности энерговыделения, как в системе с водяным охлаждением обычной водой.

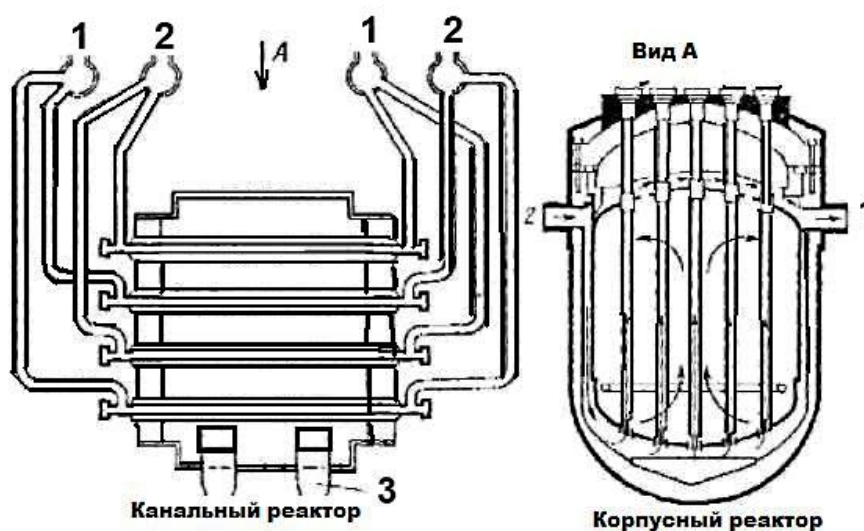
Применение органических теплоносителей с достаточно низкой летучестью позволяет реактору работать при высокой температуре, но при умеренном давлении в системе охлаждения. Органические жидкости («Сантовакс», терфенил или смесь его изомеров, дитолилметан, гидротерфенил) уже использованы в качестве теплоносителей, температура кипения которых при нормальном давлении находится в диапазоне 280–400°С. Представляя собой углеводородные соединения с соотношением атомных концентраций углерода и водорода  $C/H=0,55-1,30$ , органические теплоносители хорошо замедляют нейтроны и мало активируются. Чтобы реактор с тяжеловодным замедлителем и органическим теплоносителем был экономически эффективен, необходимо более плотное урановое топливо, чем  $UO_2$  ( $\rho=10,5 \text{ г/см}^3$ ). В настоящее время считается, что преимущества, связанные с использованием органических теплоносителей, недостаточны, чтобы прекратить строительство канальных тяжеловодных реакторов с топливом из природного урана, охлаждаемых обычной водой.

**Ядерный реактор с тяжеловодным замедлителем и тяжеловодным теплоносителем CANDU-PHW** (см. рис. 2.22, 2.23) является базовым реактором в структуре атомной энергетики Канады. Выбор реактора CANDU как основы развития ядерной энергетики в Канаде был мотивирован наличием в стране больших природных ресурсов естественного урана и большими ресурсами электроэнергии гидроэлектростанций, которую можно было использовать для получения тяжелой воды.

Экономика современных ядерных реакторов CANDU строится на базе открытого топливного цикла с природным ураном, при котором ядерное топливо только один раз проходит через реактор, а затем складировается.

Открытый топливный цикл на природном уране обладает определенными преимуществами, так как он исключает достаточно дорогостоящие процессы

обогащения и переработки ядерного топлива, отработавшего в активной зоне реактора. При экономической оценке такого топливного цикла стоимость плутония, содержащегося в отработавшем ядерном топливе, не учитывается. Однако в случае, если это топливо будет перерабатываться, плутоний будет представлять определенную ценность.



**Рис. 2.22. Сравнение конструкций тяжеловодных реакторов канального и корпусного типов, исходя из циркуляции теплоносителя: 1 — в парогенератор; 2 — из парогенератора; 3 — на слив в дренажный бак**

Экономика тяжеловодных ядерных реакторов определяется в основном соотношением двух противоположных факторов: высокой стоимости системы (конструкции) из-за относительно высокой стоимости замедлителя (тяжелой воды  $D_2O$ ) и низкой стоимости топливного цикла благодаря высокоэффективному использованию ядерного топлива. Хотя капитальная стоимость тяжеловодной системы CANDU высока, но потребность в природном уране для этих реакторов в  $\sim 2$  раза меньше, чем ядерных реакторов одинаковой мощности на легкой воде (PWR, BWR). Это позволяет считать, что реакторы CANDU будут иметь преимущество в случае увеличения мировой потребности в уране из-за низкой топливной составляющей приведенных затрат.

Ближайшая перспектива улучшения характеристик реакторов CANDU связана с повышением термодинамического к.п.д. при увеличении температуры теплоносителя, что требует создания жаропрочных сплавов циркония для



улучшения баланса нейтронов. Однако дальнейшее развитие реакторов CANDU связано с перспективой использования торий-уранового топливного цикла при высоком к.п.д., которого можно достичь, используя органический теплоноситель, хорошо замедляющий нейтроны.

Тяжеловодные реакторы эксплуатируются в Канаде, Японии, Корее, Китае, Индии и Европе. Единственным реактором CANDU-6, работающим в Европе, является блок «Chernavoda-1» электрической мощностью 650 МВт (Румыния), однако до 2020 г. планируется ввести в строй еще четыре блока с такими же реакторами. Электрическая мощность действующих энергоблоков с ядерными реакторами CANDU не превышает 750 МВт, однако разработан проект реактора CANDU электрической мощностью 1200 МВт.

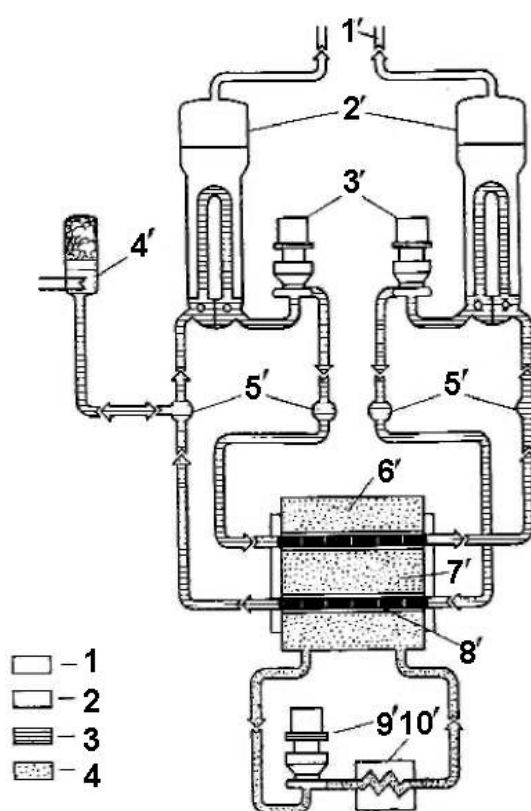
Тяжелая вода в ядерном реакторе CANDU-PHW используется в качестве замедлителя и теплоносителя. Тяжеловодный замедлитель заполняет горизонтальный цилиндрический корпус реактора диаметром 8 м из аустенитной нержавеющей стали под давлением, близким к атмосферному, с температурой 60–70°C и имеет собственную систему охлаждения. Толщина стенки корпуса 29 мм. В цепи циркуляции замедлителя 280 т D<sub>2</sub>O.

Через корпус реактора параллельно его оси проходят 390 топливных каналов, изготовленных из сплава циркония (циркалой-2 или Zr-2,5%Nb), в которых размещаются ТВС. Корпус реактора, «прошитый» топливными каналами, называется «каландр». Топливные каналы заполняются тяжеловодным теплоносителем под давлением 10 МПа, чтобы предотвратить кипение D<sub>2</sub>O. Тяжеловодный теплоноситель циркулирует через топливные каналы и теплообменники второго контура. Каждая канальная труба связана с циркуляционным насосом и парогенератором (рис. 2.23).

Контур теплоносителя содержит ~160 т тяжелой воды, температура которой на входе в топливный канал 250–270°C, на выходе из него – 290–310°C. Для теплоизоляции замедлителя топливные каналы заключены в другие трубы (соосно им) с кольцевым зазором, заполненным азотом. Реактор CANDU-PHW загружается топливом из природного урана (диоксид урана UO<sub>2</sub>) в форме

холодноспеченных таблеток, заполняющих стержневые тепловыделяющие элементы с оболочкой толщиной 0,3–0,4 мм из циркалоя, которые формируют топливные кассеты из 28–37 ТВЭЛов длиной 495 мм (вклейка 1, рис. 64).

Дистанционирование ТВЭЛов внутри кассет и кассет внутри топливных каналов обеспечивается циркаловыми прокладками, приваренными к кожуху кассеты. В каждом топливном канале устанавливаются 12 кассет друг за другом. Перегрузка топлива осуществляется без остановки ядерного реактора перегрузочными механизмами, установленными с обоих концов канала.



*Рис. 2.23. Принципиальная тепловая схема реактора CANDU (AECL): 1 – водяной пар; 2 – легководный конденсат; 3 – тяжеловодный теплоноситель; 4 – тяжеловодный замедлитель; 1' – паропровод; 2' – парогенераторы; 3' – циркуляционные насосы первого контура; 4' – компенсатор давления; 5' – коллекторы теплоносителя; 6' – каландр; 7' – реактор; 8' – топливный канал; 9' – циркуляционный насос замедлителя; 10' – теплообменник замедлителя*

Кассеты в соседних каналах передвигаются в противоположных направлениях, чтобы обеспечить аксиальную симметрию плотности потока нейтронов.

Глубина выгорания ядерного топлива  $\sim 8$  МВт·сут/кг и выше, длительность кампании топлива составляет только 20–30% кампании топлива легководных реакторов (200 сут), к.п.д. реактора 29%. Выгружаемое отработавшее ядерное топливо содержит 0,2% урана-235 и 0,3% плутония.

Регулирование реактивности при нормальных условиях работы реактора обеспечивают 14 трубных камер внутри активной зоны, которые заполняются обычной водой, поглощающей нейтроны, снижая реактивность. Для остановки ядерного реактора предусмотрена дополнительная система регулирования из 18 компенсирующих стержней, которые вводят вертикально между топливными каналами. Материалом, поглощающим нейтроны, является кобальт.

Быстрая остановка реактора осуществляется сбросом 11 кадмиевых стержней, установленных над корпусом.

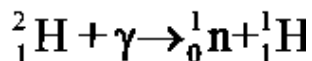
При запуске ядерного реактора, полностью загруженного свежим топливом, реактивность способна выходить за пределы, которые можно скомпенсировать органами регулирования. В этом случае в замедлитель может быть добавлен бор или гадолиний, которые легко выводятся из тяжелой воды в процессе ионообмена. При достижении равновесного топливного цикла реактивность поддерживается на требуемом уровне перегрузкой топлива. В случае уменьшения реактивности со скоростью 0,04% в сутки при выгорании топлива необходимо его перегружать со скоростью девять топливных кассет за сутки.

Пустотный коэффициент реактивности реактора CANDU-PHW положительный. Осушение всех топливных каналов при равновесном топливном цикле увеличивает реактивность на 0,75%. Секционирование первого контура теплоносителя на несколько параллельных петель позволяет ограничить скорость переходных процессов и всплеск реактивности уровнем, который может быть перекрыт стержнями аварийной остановки ядерного реактора.

Кинетика тяжеловодных реакторов значительно инерционнее, чем у реакторов других типов. Время жизни нейтронов в CANDU достигает 50 мс и значительно превосходит время жизни нейтронов в легководных реакторах (0,1 мс). Поэтому в тяжеловодных реакторах первоначальная быстрая реакция на

изменение реактивности (подскок мощности на мгновенных нейтронах) происходит значительно медленнее.

Этому способствует влияние на кинетику тяжеловодного реактора фотонейтронов из реакции взаимодействия  $\gamma$ -квантов с энергией более 2,23 МэВ, испускаемых из продуктов деления, с дейтерием



Фотонейтроны рождаются с запаздыванием, которое определяется периодом полураспада испускающих  $\gamma$ -кванты радиоактивных продуктов деления, и это время запаздывания намного больше периодов полураспада излучателей запаздывающих нейтронов. В таблице 2.13 приведены основные характеристики серийного ядерного тяжеловодного реактора CANDU-PHW канадской фирмы AECL.

В корпусной конструкции (вклейка 1, рис. 64) тяжеловодный замедлитель заполняет корпус ядерного реактора, выдерживающий высокое давление, и может быть отделен от тяжеловодного теплоносителя тонкими трубами, не рассчитанными на высокое давление, так как и замедлитель, и теплоноситель находятся под одинаковым давлением, которое необходимо для исключения кипения. Одним из преимуществ тяжеловодного реактора корпусного типа является отсутствие системы сложных коллекторов, необходимых в конструкции канального типа для соединения большого количества каналов с теплоносителем в единый контур. К недостаткам этой конструкции следует отнести необходимость поддерживать высокое давление замедлителя в корпусе реактора, которое приводит к ограничениям на геометрические размеры корпуса, диктуемые топливом из природного урана.

В тяжеловодном ядерном реакторе «Atucha» (Аргентина) охлаждение топливных каналов с расположенными в них топливными кассетами осуществляется тяжелой водой под давлением. Замедлитель находится под таким же давлением, что и теплоноситель, и заключен в корпус давления.

**Таблица 2.13. Основные характеристики серийного тяжеловодного реактора CANDU-PHW фирмы AECL**

Мощность, МВт	
тепловая	2156
электрическая	
брутто	680
нетто	633
К.п.д. нетто, %	29,4
Активная зона	
Эквивалентный диаметр, м	6,28
Высота, м	5,94
Энергонапряженность зоны, кВт/л	11
Удельная мощность, кВт/кг	24
Количество топливных каналов	380
Полная загрузка топлива, т	86
Шаг решетки каналов, см	28,6
Выгорание выгружаемого урана, МВт·сут/кг	7,0
Режим перегрузок	Непрерывно, на ходу
Содержание в отработавшем топливе, %:	
235U	0,2
делящегося плутония	0,3
ТВЭЛы	
Топливо	UO <sub>2</sub>
Обогащение урана, %	0,72 (природный)
Материал оболочки	Циркалой
Наружный диаметр оболочки, мм	13,1
Толщина оболочки, мм	0,38
Номинальная линейная мощность ТВЭЛа, Вт/см	
наружного ряда ТВС	508
промежуточного ряда ТВС	417
внутреннего ряда ТВС	365
Органы регулирования	
Количество легководных регуляторов	14
Количество кадмиевых стержней	4
Количество стальных стержней	21
Аварийная защита	
Количество кадмиевых блоков остановки	28
Количество устройств впрыска раствора гадолиния в замедлитель	6
Первый контур	
Расход теплоносителя через активную зону, т/с	7,6
Давление, МПа	10
Температура на входе, °С	267
Температура на выходе, °С	310
Второй контур	
Паропроизводительность, т/с	1,05
Давление пара, МПа	4,7
Температура пара, °С	260

Высокое давление исключает закипание теплоносителя, и технологическая схема охлаждения аналогична схеме водо-водяных реакторов с водой под давлением типа ВВЭР или PWR (см. вклейка 1, рис. 65).

К достоинствам ядерных реакторов CANDU-PHW с тяжеловодными замедлителем и теплоносителем следует отнести: низкую стоимость топливного цикла благодаря высокоэффективному балансу нейтронов; CANDU-PHW является лучшим из существующих ядерных реакторов наработчиком плутония.

Недостатками этих реакторов являются: чрезвычайно низкий к.п.д. (29%); капитальная стоимость реактора CANDU-PHW существенно выше, чем любого легководного ядерного реактора; проблема предотвращения утечек тяжелой воды  $D_2O$  из горячего контура теплоносителя под высоким давлением; образование радиоактивного трития и его утечка в атмосферу, что приводит к отрицательному влиянию на биосферу.

В связи с этими недостатками реакторы CANDU-PHW не получили широкого развития.

### **Другие типы тяжеловодных ядерных реакторов**

**CANDU-BLM** – тяжеловодный ядерный реактор с кипящей легкой водой – использует легководный теплоноситель и сохраняет преимущества тяжеловодного замедлителя нейтронов. Преимуществом канальной конструкции CANDU является возможность применения других теплоносителей. Использование в ядерном реакторе канального типа CANDU-BLM в качестве теплоносителя легкой воды  $H_2O$  позволяет организовать прямой одноконтурный цикл преобразования энергии деления урана, исключает применение сложных теплообменников, что вместе с уменьшением загрузки тяжелой водой снижает стоимость системы. Утечка теплоносителя из контура в такой системе приносит меньше неприятностей, но уровень радиоактивности в турбине будет выше, поскольку турбина непосредственно связана с активной зоной ядерного реактора.

Другим недостатком схемы с кипящим теплоносителем следует считать ограничения на уровень мощности ядерного реактора для предотвращения

образования пленки пара на поверхностях ТВЭЛов. Прототип такого ядерного реактора работал в Квебеке (Канада) с 1971 по 1980 гг. Одной из главных забот при эксплуатации этого реактора было исследование возможности его работы с положительным пустотным коэффициентом реактивности, который появляется при кипении теплоносителя. Измерения показали наличие большого положительного коэффициента реактивности порядка  $10^{-4}$  (ΔK/K) на 1% увеличения мощности реактора. Однако практически при регулировании реактора никаких серьезных проблем в связи с этим не возникло, так как постоянная времени, характеризующая запаздывание образования пузырьков пара в теплоносителе при увеличении мощности реактора, оказалась достаточно велика (18 с). Такое запаздывание возникало из-за большого (19,5 мм) диаметра (большой площади поверхности) ТВЭЛов, расположенных в 18 топливных кассетах. Тем не менее, в течение переходных процессов, возникающих при скачке мощности реактора, необходимо регулирование уровня давления в паровом барабане, чтобы исключить быстрое изменение паросодержания в теплоносителе активной зоны.

В ядерном реакторе с топливом из природного урана и с кипящим теплоносителем большой пустотный коэффициент реактивности следует учитывать при оценке безопасной его эксплуатации. Такую обратную связь можно исключить переходом на обогащенное топливо и на более тесную решетку ТВЭЛов с незамедлением нейтронов.

**SGHWR** (Англия) – парогенерирующий тяжеловодный ядерный реактор электрической мощностью 100 МВт. Данный реактор рассматривался как базовый для следующего этапа развития ядерной энергетики. Конструкция этого ядерного реактора представляет собой каландр с вертикальными топливными каналами, охлаждаемыми обычной водой под давлением, которая достигает кипения. Топливом является слабообогащенный диоксид урана  $\text{UO}_2$  (1,2% урана-235) в оболочке из циркалоя. Перегрузку топлива проводят после остановки ядерного реактора. Максимальное выгорание ядерного топлива около 20

МВт·сут/кг. Реактор имеет как преимущества, так и недостатки по сравнению с CANDU-PHW.

Преимущества: прямой одноконтурный цикл преобразования энергии деления снижает капитальную составляющую стоимости системы; условия для подачи пара в турбину лучше, чем в CANDU-PHW; загрузка  $D_2O$  ниже, чем в CANDU-PHW.

Недостатки: низкий к.п.д. системы; высокий уровень радиоактивности в турбине; при естественном (природном) урановом топливе положительный пустотный и мощностной коэффициенты реактивности могут усложнить регулирование ядерного реактора; необходимость снижения максимальной проектной мощности, чтобы иметь запас для предотвращения осушения каналов, который приводит к перегреву ТВЭЛов.

**WR-1** – канадский канальный тяжеловодный ядерный реактор с органическим теплоносителем. Исследования по обоснованию применения органических теплоносителей в ядерных реакторах были выполнены в конце 1950-х и начале 1960-х годов. Первый экспериментальный ядерный реактор OMRE с органическим теплоносителем «Сантовакс» (смесь дифенила и терфенила) тепловой мощностью 12 МВт был запущен в США в сентябре 1957 г.

Канадская программа с самого начала ориентировалась на использование высокотемпературных жидкостей только в качестве теплоносителей в традиционных ядерных реакторах типа CANDU-PHW с тяжеловодным замедлителем и топливными каналами под давлением. Эта работа завершилась созданием и запуском в ноябре 1965 г. в Вайтшеле (провинция Манитоба) исследовательского ядерного реактора WR-1 тепловой мощностью 60 МВт с теплоносителем НВ-40 (смесь углеводородов) с атомным соотношением C/H=0,8 (температура кипения 350–396°C). Топливом в реакторе WR-1 служил природный уран в виде карбида UC в оболочке из сплава циркония (Zr+2,5%Nb), температура топлива достигала 1100°C (оболочки ТВЭЛа – 485°C), среднее выгорание топлива – 10 МВт·сут/кг урана. Активная зона WR-1 диаметром 2,44 м, высотой 1,8 м, загрузка урана-235 составляла 28,5 кг (4,071 тонны природного



урана), 49 ТВС, в каждой 14 ТВЭЛов диаметром 13,5 мм. Ядерный реактор WR-1 эксплуатировался при большой плотности энерговыделения с высокими коэффициентом использования установленной мощности (КИУМ=0,7) и к.п.д.

К дополнительным преимуществам органических теплоносителей следует отнести их низкую активацию, поскольку облучение нейтронами углеводородных соединений не приводит к образованию долгоживущих радиоактивных элементов. Кроме того, значительно сокращается загрузка тяжелой воды в ядерный реактор, так как органический теплоноситель обладает хорошей замедляющей способностью, что позволяет уменьшить размеры реактора.

Расчеты показывают, что загрузку реактора тяжелой водой D<sub>2</sub>O усовершенствованного реактора CANDU с органическим теплоносителем можно уменьшить в 5 раз по сравнению со стандартной конструкцией при замене тяжеловодного теплоносителя органическим.

К достоинствам усовершенствованного тяжеловодного ядерного реактора с органическим теплоносителем следует отнести: более высокий к.п.д.; низкая загрузка тяжелой водой (около 20% по сравнению с CANDU-PHW); низкая наведенная активность в первом контуре. Для эффективной работы реактора данного типа необходимы: высокоплотное ядерное топливо; фильтры для предотвращения загрязнения каналов с теплоносителем продуктами радиолиза; обеспечение работоспособности топливных каналов под давлением при температуре около 375°C и оболочек ТВЭЛов при температуре 475°C.

**EL-1** – французский тяжеловодный канальный ядерный реактор, охлаждаемый углекислым газом CO<sub>2</sub>. Использование в качестве теплоносителя газообразного CO<sub>2</sub> позволяет значительно повысить температуру ядерного топлива и увеличить термический к.п.д. системы. Высокая температура топлива и теплоносителя предъявляют жесткие требования к материалам оболочек ТВЭЛов и элементам конструкции контура. Ограничение температуры оболочек ТВЭЛов затрудняет достижение большой плотности энерговыделения.

Это приводит к необходимости использовать жаропрочные материалы с более высокими сечениями поглощения нейтронов, чем сечения поглощения

нейтронов сплавами циркония, что ухудшает баланс нейтронов в системе. Углекислый газ  $\text{CO}_2$  нагревается в активной зоне ядерного реактора и направляется в газовую турбину, где его расширение высвобождает механическую (кинетическую) энергию, которая передается ротору турбины. После турбины газ охлаждается в регенеративном теплообменнике и поступает в компрессор, где сжимается до заданного давления. После компрессора газ проходит регенеративный теплообменник, нагревается газом, выходящим из турбины, и поступает на нагрев в активную зону реактора.

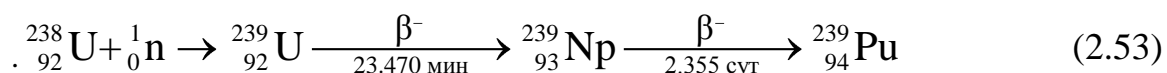
Недостатками системы является использование части механической энергии вращения ротора газовой турбины на привод компрессора для сжатия и прокачки газового теплоносителя и необходимость использования низкообогащенного ядерного топлива.

К достоинствам системы можно отнести возможность применения одноконтурной схемы теплоносителя, который одновременно служит рабочим телом для преобразования тепловой энергии в механическую.

## § 2.8. Реакторы на быстрых нейтронах

В реакторах на тепловых нейтронах может разделиться только 0,5–1,0% природного урана, взятого для изготовления ядерного топлива, остальной уран уходит в отвалы и остается неиспользованным в отработавшем ядерном топливе. Поэтому применение реакторов на тепловых нейтронах приводит к высокому потреблению природного урана.

Использование основной массы урана – урана-238, составляющего 99,28% природного урана, возможно путем его превращения в делящийся элемент плутоний-239 с помощью реакции радиационного захвата нейтрона ( $n, \gamma$ ):



Необходимые для этого условия имеют реакторы на быстрых нейтронах, энергетический спектр которых определяет соотношение сечений реакции деления и радиационного захвата при высоком значении выхода вторичных

нейтронов  $n$  в расчете на 1 деление ядра атома топлива – урана-235 или плутония-239. Это приводит к избытку нейтронов  $\eta > 2$  в расчете на каждый поглощенный делящимся ядром нейтрон, которые и обеспечивают процесс конверсии урана-238 в плутоний-239. В активной зоне реакторов на быстрых нейтронах для создания высокого избытка нейтронов по своим ядерно-физическим характеристикам больше всего подходит плутоний-239. Но плутоний отсутствует в природе, и его необходимо извлечь из отработавшего топлива реакторов на тепловых нейтронах путем переработки, решив тем самым вопрос об обращении с отработавшим ядерным топливом и создав замкнутый топливный цикл атомной энергетики.

Ядерная энергетика характеризуется последовательным ориентированием на замкнутый топливный цикл и реакторы-размножители ядерного топлива, что создает базу неограниченного топливообеспечения при крупномасштабном ее развитии.

Анализ возможных сценариев и долгосрочные прогнозы развития ядерной энергетики приводят к очевидному выводу о широком использовании ядерных реакторов на быстрых нейтронах. Сложными являются факторы, влияющие на сроки ввода промышленных быстрых реакторов в существующую во многих странах структуру атомной энергетики, на стратегию перехода к быстрым реакторам или симбиоз быстрых реакторов с реакторами на тепловых нейтронах. Экономические оценки вырабатываемой быстрыми реакторами электроэнергии с учетом цены  $U_3O_8$  (продукта промышленного извлечения урана из урановых руд), влияния объема разведанных урановых ресурсов и капитальных затрат на строительство реакторов показали, что доля быстрых реакторов в общем производстве электроэнергии будет удерживаться на постоянном уровне. Вывод основан на том, что капитальные затраты на строительство реакторов на тепловых нейтронах одинаковой мощности с реакторами на быстрых нейтронах всегда будут ниже, а избыток производимого быстрыми реакторами вторичного топлива (делящегося материала) должен быть востребован и использован, а это

проще всего сделать в отработанной и более дешевой технологии реакторов на тепловых нейтронах.

Для реакторов на быстрых нейтронах необходимо создание замкнутого топливного цикла. Поэтому при рассмотрении вопроса о внедрении быстрых реакторов в существующую структуру атомной энергетики следует оценить степень готовности предприятий топливного цикла, особенно предприятий по переработке отработавшего ядерного топлива реакторов на тепловых и быстрых нейтронах, к извлечению плутония и изготовлению ядерного топлива для реакторов на быстрых нейтронах.

Жидкометаллические реакторы на быстрых нейтронах разрабатывались в основном как размножители (бридеры) ядерного топлива. Эксплуатация опытных, опытно-промышленных и промышленных реакторов этого типа превышает 200 реакторолет. Опыт эксплуатации быстрых реакторов, охлаждаемых сплавами свинца, получен при их использовании в атомных подводных лодках СССР и России.

Реактор – размножитель на быстрых нейтронах состоит обычно из активной зоны и зоны воспроизводства. Основная часть делений происходит в активной зоне, зона воспроизводства предназначена для полезного использования нейтронов, покидающих активную зону. Процесс образования вторичного ядерного горючего (топлива) происходит и в активной зоне, и в зоне воспроизводства. Обычно зона воспроизводства окружает активную зону, однако известны конструкции, в которых часть зоны воспроизводства находится в пределах активной зоны (вклейка 1, рис. 66).

В последнем случае активная зона проигрывает традиционной по критической массе делящегося материала, но имеет преимущество в наработке вторичного ядерного топлива. В общем случае характеристики реактора на быстрых нейтронах определяются его формой, размерами и составом.

В состав активной зоны реактора входят: ядерный топливно-делящийся материал, образующий критическую массу и формирующий поток нейтронов; теплоноситель, отводящий тепло, выделяющееся при делении атомов ядерного

топлива; элементы конструкций, обеспечивающие интенсивную и безопасную передачу тепла от топлива к теплоносителю; органы воздействия на реактивность, с помощью которых осуществляется управление реактором.

В состав зоны воспроизводства входят: сырьевой материал для получения из него вторичного ядерного топлива и теплоноситель.

Форма активной зоны выбирается на основе компромисса между стремлением обеспечить минимальную критическую массу, желанием получить большую утечку нейтронов в зону воспроизводства, стремлением улучшить баланс нейтронов и снять с заданного объема больше тепловой энергии. В реакторах на быстрых нейтронах большой мощности при значительных объемах активной зоны определяющим фактором становится гидравлическое сопротивление структуры реактора теплоносителю (проблема теплопереноса). По этой причине такие реакторы имеют физически неоптимальную, сильно уплощенную форму активной зоны с отношением ее диаметра к высоте  $D_{аз}/H_{аз} \approx 3$ , но это благоприятно отражается на процессе воспроизводства из-за увеличения утечки нейтронов в торцевую зону воспроизводства.

Из условия наиболее экономного использования нейтронов деления топливо в быстром реакторе должно компактно размещаться в активной зоне. Отсутствие замедлителя в составе активной зоны позволяет значительно повысить среднюю плотность топлива за счет более плотной компоновки тепловыделяющих сборок (ТВС) и тепловыделяющих элементов в них. ТВС в реакторах на быстрых нейтронах устанавливаются с минимальным (технологическим) зазором по отношению друг к другу, позволяющим частичную перегрузку ядерного топлива. Несмотря на максимально компактное размещение ядерного топлива, критическая его масса в реакторе на быстрых нейтронах во много раз больше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Следствием этого является высокая энергонапряженность активной зоны быстрого реактора (порядка сотен МВт/м<sup>3</sup> против десятков МВт/м<sup>3</sup> в реакторах на тепловых нейтронах). Поэтому объем активной зоны у реактора на быстрых нейтронах значительно меньше, чем у реакторов других типов той же мощности,

а тепловые потоки в топливе значительно выше. Это требует интенсивного и надежного охлаждения активной зоны реактора. Технически эта задача решается одновременно по нескольким направлениям: использованием теплоносителя с высокими теплопередающими свойствами; максимальным увеличением поверхности теплоотдачи тепловыделяющих элементов; увеличением скорости течения теплоносителя в активной зоне.

По совокупности определяющих физических, теплотехнических и технологических свойств теплоносителем для реакторов на быстрых нейтронах был выбран натрий.

Активная зона быстрого реактора тепловой мощностью 2500 МВт содержит около 105 шестигранных ТВС по 200–300 ТВЭЛов.

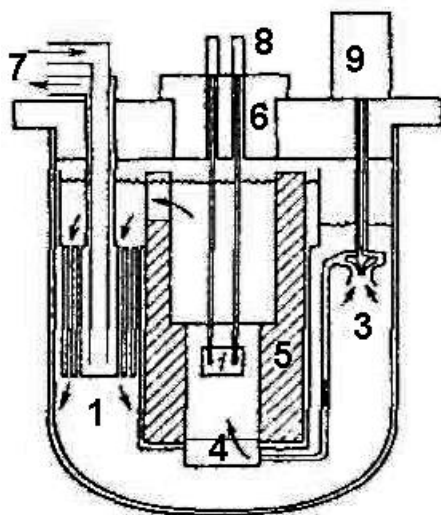
До сих пор все быстрые энергетические реакторы имеют второй жидкометаллический контур теплоносителя, поскольку считается недопустимым контакт воды с радиоактивным натрием первого контура (вклейка 1, рис. 67).

Теплоноситель первого контура получает теплоту в активной зоне, перетекает в область, где нейтронный поток значительно меньше, чтобы передать эту теплоту вторичному теплоносителю в промежуточном теплообменнике, и затем возвращается в активную зону. При конструировании первого контура имеются два решения: размещение теплообменников и натриевых насосов в одном корпусе с активной зоной (интегральная или баковая компоновка) или отдельно (петлевая компоновка первого контура).

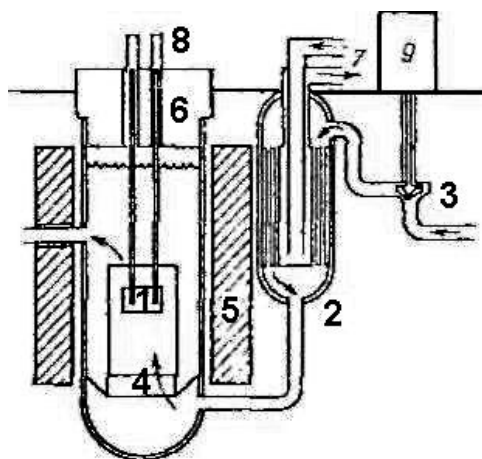
Основное преимущество интегральной компоновки состоит в том, что корпус реактора относительно прост по форме, перепад давления теплоносителя невелик и можно исключить контакт высокотемпературного первого контура с корпусом (рис. 2.24).

Корпус реактора в случае данной компоновки настолько большой, что в нем располагается временное хранилище отработавшего ядерного топлива. Но размеры корпуса оказываются такими, что его необходимо монтировать на месте. Крышка корпуса реактора также имеет большие размеры, и сложность

состоит в том, что активная зона реактора, нейтронная защита, насосы, теплообменники и сам корпус подвешены к крышке (рис. 2.25). Типичные размеры корпуса реактора с интегральной компоновкой примерно таковы: диаметр – около 17 м, высота – 14 м. Корпус реактора содержит около 2000 тонн натрия и выполнен из нержавеющей стали толщиной 20 мм.



*Рис. 2.24. Баковая компоновка первого контура теплоносителя: 1 – активная зона; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – натриевый циркуляционный насос первого контура; 4 – напорный коллектор; 5 – нейтронная защита; 6 – вращающаяся пробка; 7 – трубопроводы натрия второго контура; 8 – приводы стержней системы управления и защиты; 9 – двигатель насоса*



*Рис. 2.25. Петлевая компоновка первого контура теплоносителя: 1 – активная зона; 2 – промежуточный теплообменник; 3 – натриевый циркуляционный насос первого контура; 4 – напорный коллектор; 5 – нейтронная защита; 6 – вращающаяся пробка; 7 – трубопроводы натрия второго контура; 8 – приводы стержней системы управления и защиты; 9 – двигатель насоса*

При петлевой компоновке оборудования реактора активная зона размещена в сравнительно небольшом корпусе (который можно изготовить на заводе) с основной нейтронной защитой снаружи. Горячий теплоноситель из активной зоны проходит по трубам через корпус реактора к теплообменникам и потом обратно.

На рис. 68 (вклейка 1) представлена схема реактора *«Супер-Феникс»*, сооруженного во французских Альпах и выведенного из эксплуатации после повторной аварии в машинном зале вследствие схода снежной лавины.

Выбор между двумя схемами компоновки определяется соображениями, связанными с изготовлением корпусов, конструкцией перегрузочной системы ядерного топлива, условиями эксплуатации насосов, простотой контроля и обслуживания.

Выбор между этими компоновками окончательно не сделан, оба типа компоновок используются в настоящее время и предполагаются для применения в будущем.

## **§ 2.9. Исследовательские ядерные реакторы**

Исследовательские ядерные реакторы являются основными источниками интенсивных потоков нейтронов. Общее число исследовательских реакторов в мире более 400 и их количество продолжает увеличиваться. Исследовательские ядерные реакторы играют важную роль в развитии многих фундаментальных наук, еще большую роль они играют в развитии ядерной техники.

Исследовательские реакторы отличаются от промышленных ядерных реакторов, хотя многие из них предназначались для исследования новых конструкций ядерных реакторов и были прототипами существующих в настоящее время конструкций.

Первый в мире ядерный реактор CP-1 (Chicago Pile-1) был построен в 1942 г., когда промышленного обогащения урана не существовало и в качестве ядерного топлива можно было использовать природную смесь изотопов урана-238 и урана-235. Выбор замедлителя также ограничивался ядерно-чистым графитом,



тяжелая вода  $D_2O$  была веществом экзотическим и весьма дефицитным. Реактор CP-1 представлял собой штабель (отсюда термин «pile») из блоков металлического природного урана (5,6 т), диоксида  $UO_2$  (39,2 т),  $U_3O_8$  (3,7 т) и графитовых призм. Реактор CP-1 имел семь каналов для вывода пучков нейтронов из активной зоны с целью облучения фольг различных материалов и проведения физических экспериментов. При мощности 200 Вт и плотности потока нейтронов  $\sim 10^7$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с) этот реактор не имел системы принудительного охлаждения. Указанные параметры в настоящее время кажутся очень скромными, но в то время это был мощный, принципиально новый и очень перспективный источник нейтронов, открывший возможность проведения множества физических экспериментов.

Пуск реактора CP-1 показал возможность осуществления цепной самоподдерживающейся реакции деления в системе «природный уран + графит». Этот реактор стал физической моделью для будущих мощных ядерных реакторов, нарабатывающих оружейный плутоний-239 из урана-238, и его можно считать первым экспериментальным ядерным реактором и прототипом подобных реакторов. Комиссия по атомной энергии США классифицировала реактор CP-1 и последовавшие за ним реакторы как исследовательские. В СССР впервые аналогичная по конструкции реакторная система Ф-1 на природном уране и графите была запущена в 1946 г., содержала 45 т природного урана, мощность в импульсе достигала 4 тыс. кВт при плотности потока тепловых нейтронов  $5 \cdot 10^{11}$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с). Для увеличения мощности реакторов необходимо было создать специальную систему охлаждения урановых блоков и ТВЭЛов.

Впервые принудительная система теплоотвода была реализована в 1943 г. в реакторе X-10, активная зона которого содержала 47,63 т природного урана. Принудительная система воздушного охлаждения позволила довести мощность реактора до 3800 кВт, а среднюю плотность потока тепловых нейтронов до  $5 \cdot 10^{11}$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с).

Использование в качестве замедлителя нейтронов тяжелой воды  $D_2O$ , обладающей минимальным сечением поглощения тепловых нейтронов, позволило получить в реакторе СР-3 мощностью 300 кВт ту же самую плотность потока тепловых нейтронов –  $5 \cdot 10^{11}$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с) – при загрузке в активную зону всего 3 т природного урана. Это был первый реактор с тяжеловодным замедлителем (1944 г.).

В 1944 г. начался новый этап в реакторостроении в связи с освоением технологии разделения изотопов урана. Обогащенный уран дал возможность использовать в качестве замедлителя нейтронов обычную воду  $H_2O$ , это позволило резко сократить размеры активной зоны реактора и сделать реактор компактнее (длина диффузии теплового нейтрона в обычной воде  $L=2,69$  см в  $\sim 55$  раз меньше, чем в тяжелой воде  $D_2O$ , и в  $\sim 21$  раз меньше, чем в графите). Критическая загрузка высокообогащенного урана может быть менее 1 кг в зависимости от конструкции активной зоны, материалов замедлителя и отражателя. Высокообогащенный уран дал возможность строить реакторы на быстрых нейтронах. Первый реактор НУРО с обогащенным ядерным топливом (14% урана-235) был построен в США в 1944 г.

В 1950-х годах в различных странах начинают разрабатывать проекты атомных станций (АЭС), в связи с чем возникает необходимость детального изучения радиационной стойкости различных материалов и прежде всего топливных композиций. В 1952 г. почти одновременно начали работать американский реактор МТР (Material Testing Reactor) мощностью 30 тыс. кВт при плотности потока нейтронов  $5 \cdot 10^{14}$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с) для испытания материалов и советский реактор РФТ мощностью 10 тыс. кВт при плотности потока нейтронов  $8 \cdot 10^{13}$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с) для физических и технических исследований. Реактор РФТ стал первым петлевым реактором канальной конструкции, он был оборудован автономными циркуляционными контурами («петлями»), позволившими отработать конструкции ТВЭЛов для первой АЭС.

Опыт создания и использования исследовательских реакторов обнаружил неудобства совмещения физических и технических экспериментов.

Радиоактивные загрязнения, связанные с нарушением герметичности испытываемых ТВЭЛов, создают повышенный фон излучений и затрудняют проведение физических экспериментов; длительная работа реактора на малой мощности для физических экспериментов задерживает проведение технических исследований. Поэтому после РФТ последующие исследовательские реакторы в СССР строились для проведения определенного круга экспериментов. Для исследования ТВЭЛов были созданы реакторы МР (1963 г.) и МИР (1966 г.), для физических исследований – ВВР-М (1959 г.), для химических исследований – ВВР-Ц, для получения трансурановых элементов – СМ2 (1961 г.).

Классификация исследовательских реакторов не учитывает важные, но общие для всех реакторов признаки: замедлитель, теплоноситель, отражатель, структуру активной зоны, энергетический спектр нейтронов и др. Эти признаки, несомненно, важны, но такие характеристики, как назначение, уровень плотности потока нейтронов и режим работы, в конечном итоге их определяют.

По назначению исследовательские реакторы делятся на следующие категории.

***Реакторы для физических исследований.*** Как правило, мишени и аппаратура располагаются за биологической защитой на пути пучков нейтронов и  $\gamma$ -излучения. Эти пучки формируются каналами, пронизывающими толщу защиты и отражателя в различных направлениях (преимущественно в горизонтальной плоскости) и оборудованными шиберами для выключения.

Пучковый исследовательский реактор ПИК (вклейка 1, рис. 69, 70) мощностью 100 МВт с потоком тепловых нейтронов  $10^{15}$  нейтронов/см<sup>2</sup>·с построен на базе Петербургского института ядерной физики им. Б. П. Константинова РАН. Название реактора ПИК – аббревиатура от заглавных букв фамилий ученых – разработчиков проекта (Ю. А. Петров и К. А. Коноплев). Уникальность экспериментальных возможностей реактора ПИК определяется не только высокой интенсивностью нейтронных пучков, которая приблизительно на порядок выше, чем на ныне действующих реакторах средней мощности, но также наличием источников горячих, холодных и

ультрахолодных нейтронов. Программа научных исследований на реакторе включает участие как российских, так и зарубежных ученых. Нейтронное излучение используется в качестве инструмента научных исследований в самых разных областях науки – в физике, химии, биологии, геологии, материаловедении, медицине, технологии производства полупроводниковых материалов и в промышленности потока излучения при работе реактора. Каналы позволяют поместить мишень (образец) внутрь реактора в область с максимальной плотностью потока нейтронов и вывести вторичное излучение. Из-за большого объема экспериментов на выведенных пучках многие реакторы для физических исследований называют пучковыми.

**Реакторы для производства нуклидов** характеризуются высокой плотностью потока нейтронов, определяющей скорость их образования и накопления. Реакторы для производства нуклидов называют изотопными.

**Материаловедческие реакторы** используются для изучения поведения в интенсивных полях нейтронного и  $\gamma$ -излучений прежде всего реакторных материалов (конструкционных, теплоносителей, замедлителей), для проверки стойкости радиотехнических элементов и блоков, проведения фундаментальных и прикладных исследований по радиационной химии, изучения воздействия излучений на синтетические материалы. Типичными экспериментальными устройствами в этих реакторах являются вертикальные каналы, позволяющие вводить образцы в подходящую область активной зоны или отражателя. Часто материаловедческие реакторы называют петлевыми. Петля – это встроенный в реактор автономный контур охлаждения экспериментального канала для поддержания нужного режима испытаний (например, температуры). Число петель доходит иногда до десяти; в них могут одновременно отрабатываться ТВЭЛы совершенно различной конструкции для водяных, кипящих, газоохлаждаемых и других реакторных систем.

Исследовательские реакторы можно классифицировать по численному значению максимальной плотности потока нейтронов:

- К реакторам первого класса относятся установки большой мощности с высокой плотностью потока нейтронов. Такие реакторы называются высокопоточными. Общее количество действующих реакторов этого класса в мире около десяти. Нижняя граница плотности потока тепловых нейтронов, разделяющая реакторы первого и второго класса, равна  $10^{15}$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с).

- Реакторы второго класса со средней плотностью потока нейтронов  $10^{14}$ – $10^{15}$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с) еще несколько лет назад считались высокопоточными.

- Реакторы третьего класса с низкой плотностью потока нейтронов – менее  $10^{14}$ – $10^9$  нейтронов/(см<sup>2</sup>·с). Таких реакторов много и они разнообразны, они недорогие и используются для проведения множества экспериментов, не требующих высокой плотности потока нейтронов.

Исследовательские реакторы можно классифицировать по режиму работы, определяемому законом изменения мощности реактора во времени.

**Реакторы со стационарной плотностью** потока нейтронов предназначены для продолжительной работы на любом уровне мощности от номинального, на который они рассчитаны, до минимально контролируемого. В этом смысле они не отличаются от энергетических реакторов или переработчиков урана в плутоний.

**Импульсные реакторы** работают в режиме коротких мощных взрывоподобных вспышек, разделенных продолжительными интервалами времени. Предельным случаем импульсной работы является подземный ядерный взрыв, проводимый для физических экспериментов и получения трансурановых элементов.

**Пульсирующие реакторы** по нейтронным процессам подобны импульсным, частота следования импульсов  $\sim 100$  Гц. К пульсирующим реакторам часто относят бустеры – подкритические системы, усиливающие генерированный внешним источником импульс нейтронов. В Институте ядерных исследований (ИЯИ) НАН Украины с 1960 года функционирует исследовательский ядерный реактор ВВР-М (вклейка 1, рис. 71), который был построен в рамках

программы создания на территории бывшего СССР сети региональных ядерных центров с ядерными реакторами.

Реактор ВВР-М представляет одну из удачных модификаций водо-водяных реакторов. Такие реакторы отличаются простотой конструкций, удобством проведения экспериментов, относительно небольшой стоимостью, малыми эксплуатационными затратами, надежностью и безопасностью в работе. Мощность реактора 10 МВт. Максимальная плотность нейтронного потока  $1,2 \times 10^{14}$  н/см<sup>2</sup>с. Количество ТВС в реакторе в пересчете на единицы: максимальное 262 шт – минимальное – 156 шт. В реакторе 10 экспериментальных горизонтальных каналов и 30 вертикальных. Тип ТВС ВВР-М2(36% U<sup>235</sup>). Объем активной зоны 82 л. Исполнительные органы – 9 СУЗ. Максимальная температура воды на выходе из активной зоны 50°C. Максимальная температура стенки ТВЭЛа 95°C. В рамках концепции построения нового многоцелевого исследовательского ядерного реактора рассматривались различные типы исследовательских ядерных реакторов. Целью построения реактора является обеспечение проведения на высоком уровне фундаментальных и прикладных исследований в области ядерной физики, инновационного развития ядерного промышленного комплекса. Разработка новых ядерных и радиационных технологий для удовлетворения потребностей медицины, промышленности и других отраслей хозяйства благодаря созданию нового исследовательского реактора и строительства на его базе нового ядерного центра. Опыт эксплуатации реактора ВВР-М, анализ функционирующих и строящихся исследовательских реакторов позволил определить основные характеристики многоцелевого исследовательского ядерного реактора.

Тип реактора: открытый, бассейнового типа. Тепловая мощность: 20–30 МВт. Теплоноситель и замедлитель: Н<sub>2</sub>О. Средний поток тепловых нейтронов:  $\sim 4 \times 10^{14}$  н·см<sup>2</sup> с<sup>-1</sup>. Ядерное топливо: UO<sub>2</sub>Al, с обогащением по U<sup>235</sup> < 20%. Загрузка активной зоны  $\sim 7,5$  кг U<sup>235</sup>. Максимальная температура оболочки ТВЭЛа  $\leq 97^\circ\text{C}$ . Объем активной зоны < 200 литров.

Реактор будет оборудован необходимым количеством горизонтальных и вертикальных каналов для фундаментальных исследований, радиационных технологий, наработки радионуклидов, производства источников ионизирующего излучения, использования в биологии и медицине.

Реактор будет служить основой ядерного центра с соответствующей научной, производственной и социальной инфраструктурой.

### Вклейка 1.

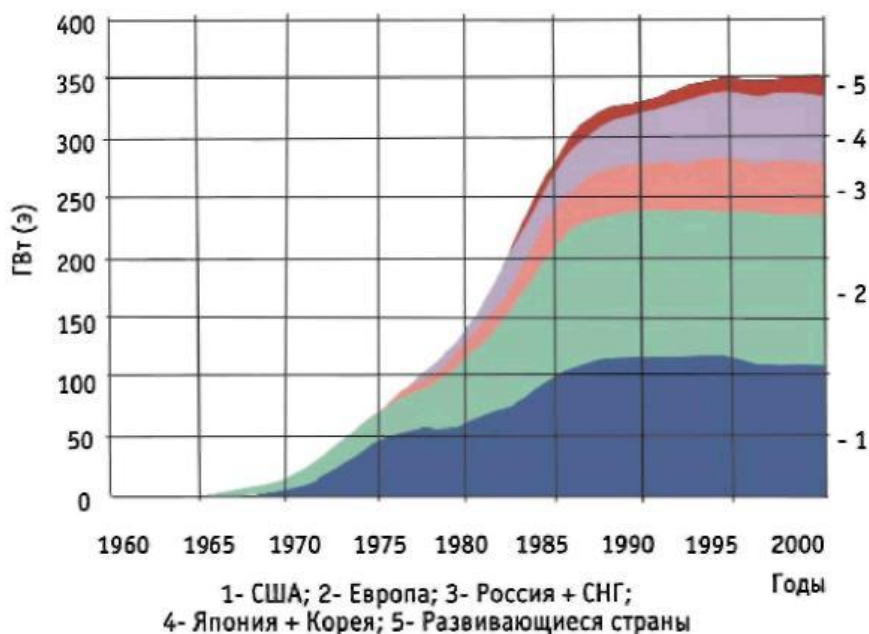


Рис. 20. Рост мощностей АЭС в мире



Рис. 21. АЭС «Три Майл Айленд» (США)



Рис. 22. Вид 4-го блока Чернобыльской АЭС после взрыва реактора РБМК-1000

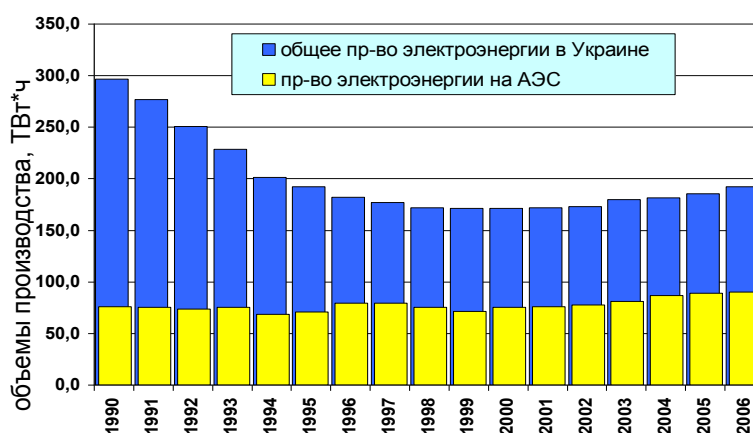


Рис. 23. Производство электроэнергии в Украине в 1990–2006 гг

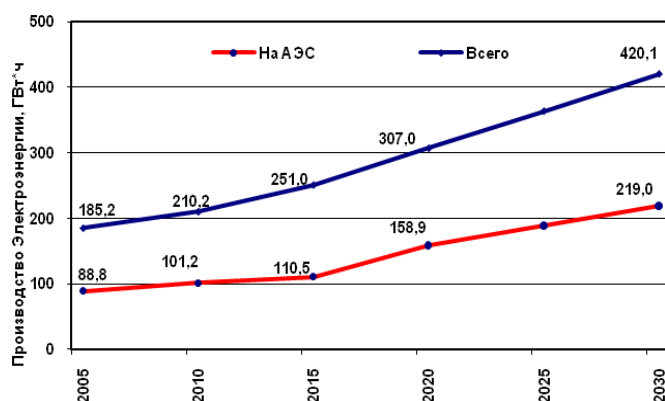
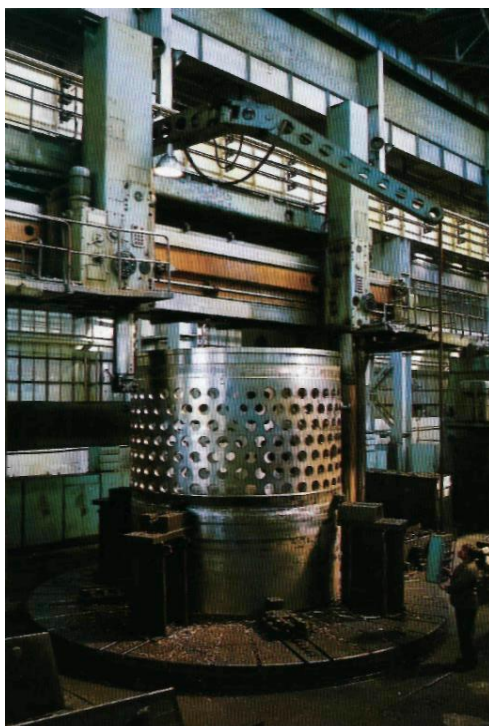
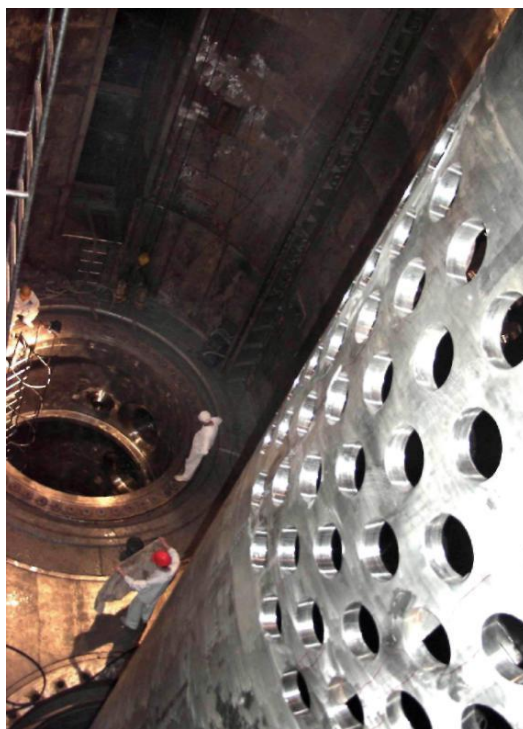


Рис. 24. Планируемое производство электроэнергии в Украине в 2005–2030 гг





*Рис. 25. Создание корпуса ВВЭР-1000 в цехах АО «Ижорские заводы»*



*Рис. 26. Монтаж реактора ВВЭР-1000 на Ровенской АЭС*

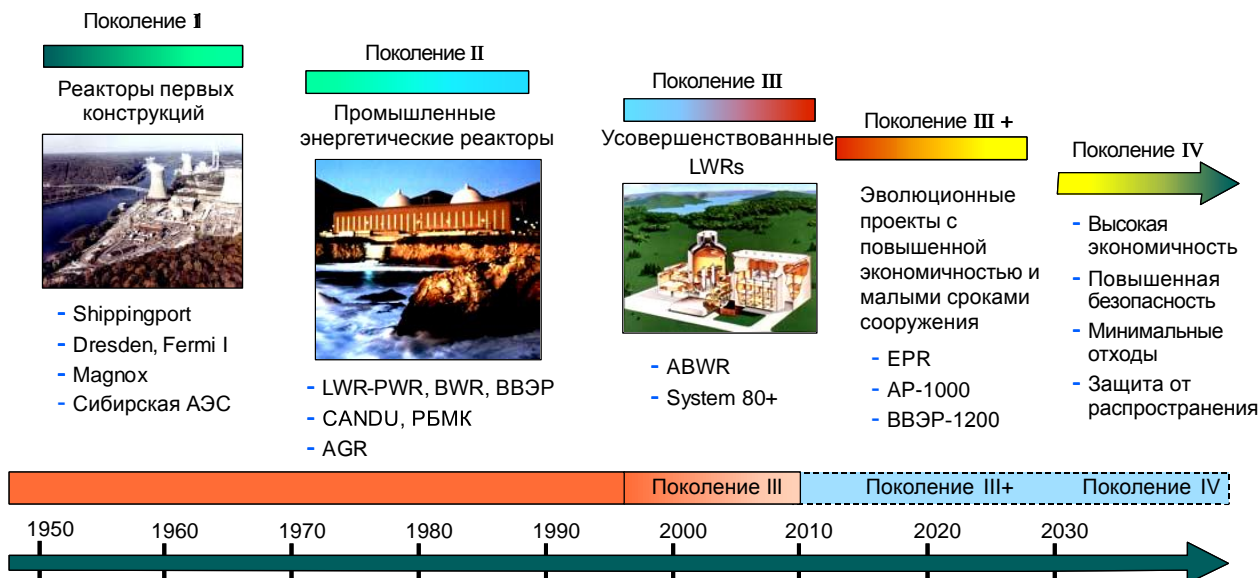


Рис. 27. Четыре поколения ядерных реакторов

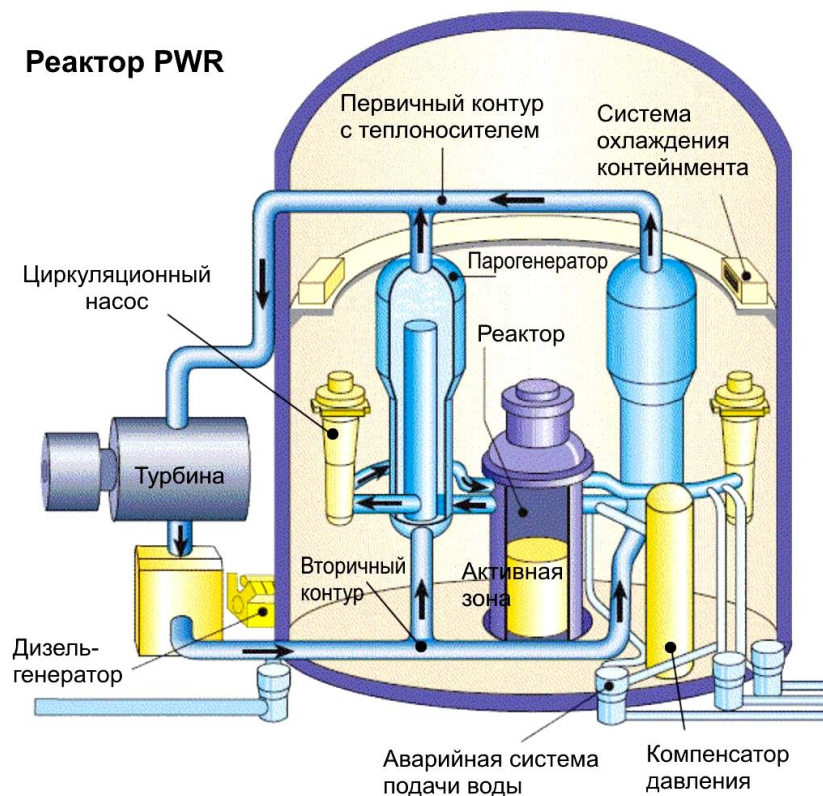


Рис. 28. Реактор с водой под давлением

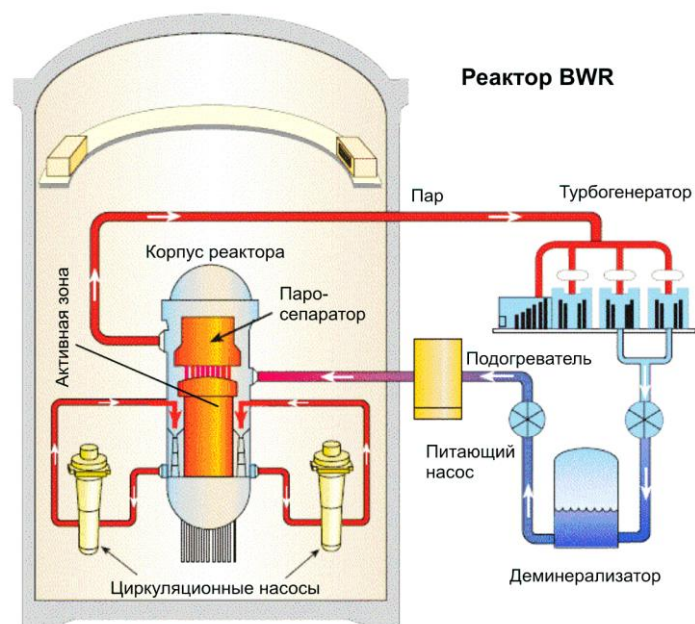


Рис. 29. Корпусной реактор с кипящей водой

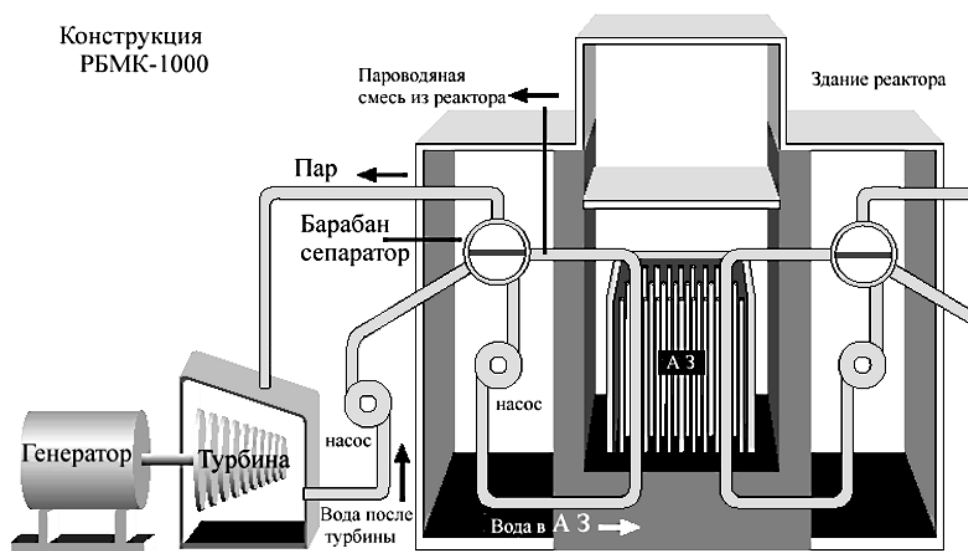


Рис. 30. Легководный реактор с графитовым замедлителем (РБМК)

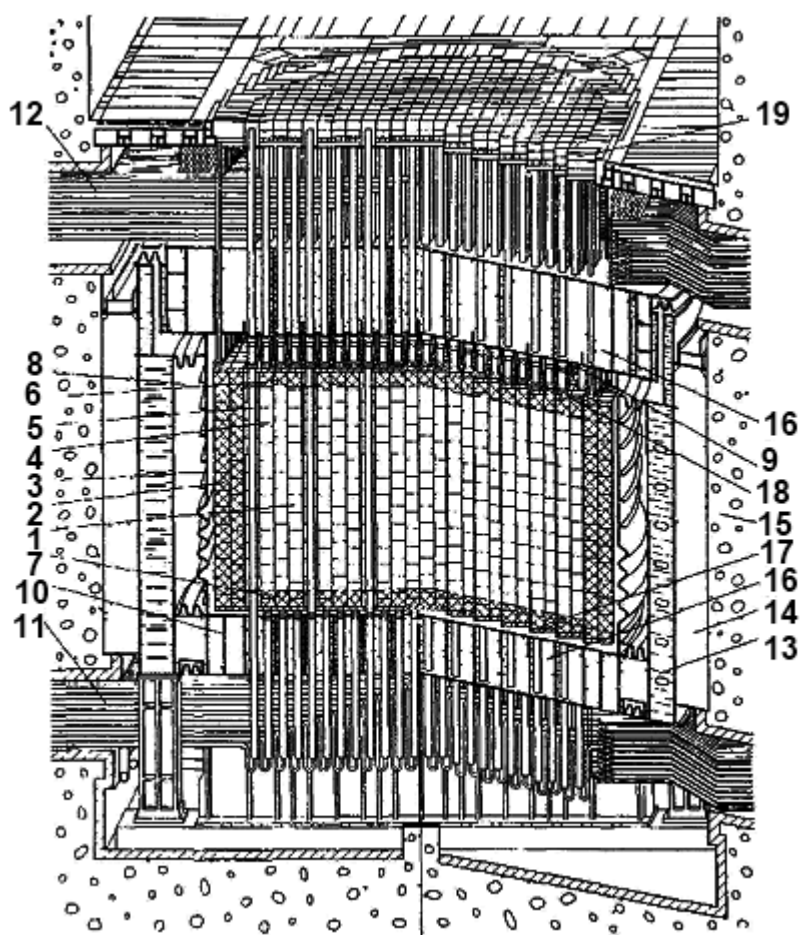


Рис. 31. Поперечный разрез реактора РБМК-1000: 1 – активная зона; 2 – боковой отражатель; 3 – кожух; 4 – графитовая кладка; 5 – трубный технологический канал; 6 – верхний торцевой отражатель; 7 – нижний торцевой отражатель; 8 – кольцевая газовая полость; 9 – верхняя металлоконструкция; 10 – нижняя металлоконструкция; 11 – индивидуальные каналы водяных коммуникаций; 12 – индивидуальные каналы пароводяных коммуникаций; 13 – кольцевой водяной бак; 14 – боковая изоляция из песка; 15 – бетонная шахта реактора; 16 – защита из серпентинитов коробчатой металлоконструкции; 17 – нижние блоки защиты из стали; 18 – верхние блоки защиты из стали; 19 – плитный настил из железобариевого серпентинитового цемента

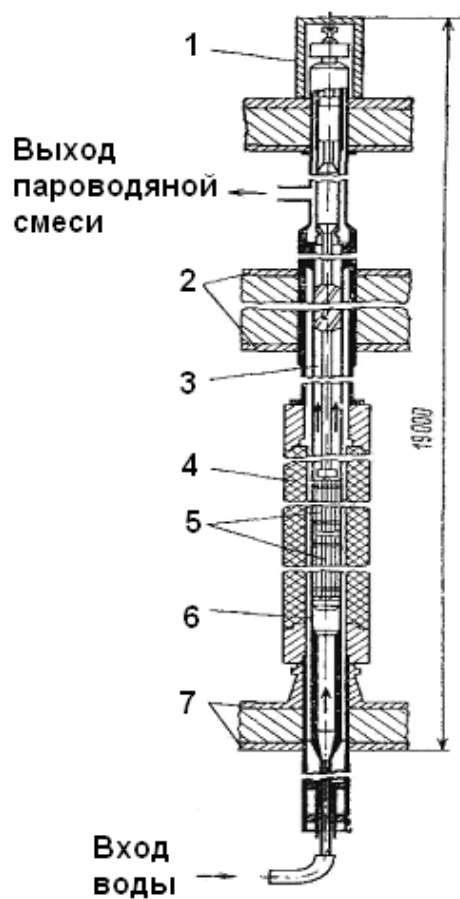


Рис. 32. Технологический канал реактора РБМК-1000: 1 – верхняя объемная биозащита; 2 – верхняя защитная плита; 3 – технологический канал; 4 – графитовая кладка; 5 – ТВС; 6 – центральная труба технологического канала; 7 – нижняя опорная металлоконструкция



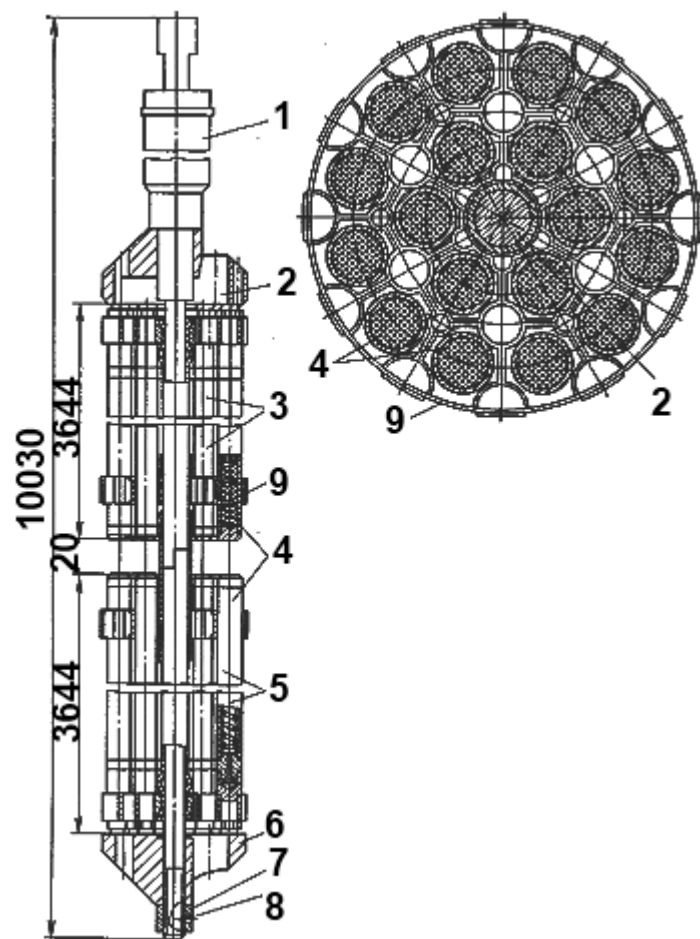


Рис. 33. Тепловыделяющая кассета реактора РБМК-1000: 1 – нижняя ТВС; 2 – верхняя ТВС; 3 – ТВЭЛы; 4 – несущая труба; 5 – дистанционирующая решетка; 6 – направляющий хвостовик; 7 – подвеска; 8 – наконечник

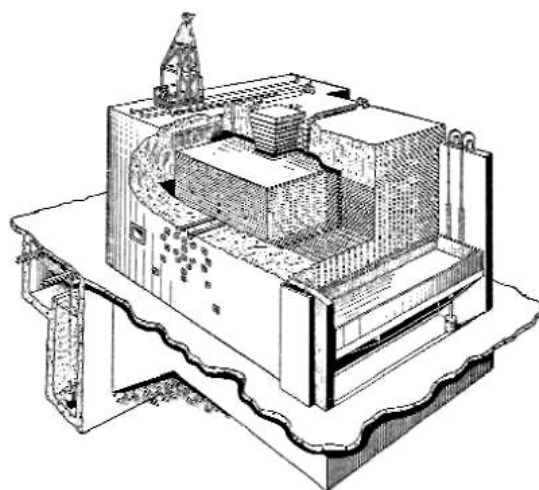


Рис. 34. Реактор X в Ок-Ридже

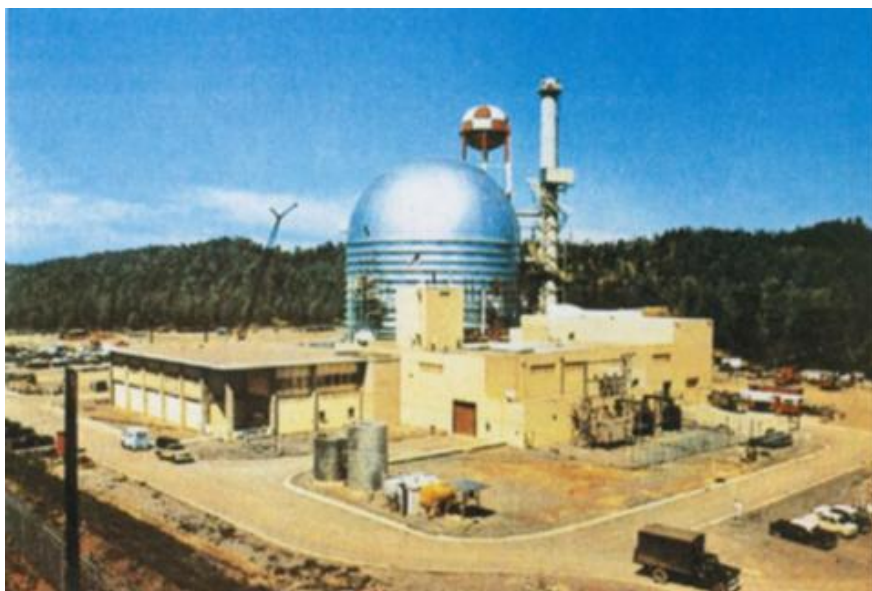


Рис. 35. Исследовательский ядерный центр в Ок-Ридже, созданный в 1942 г

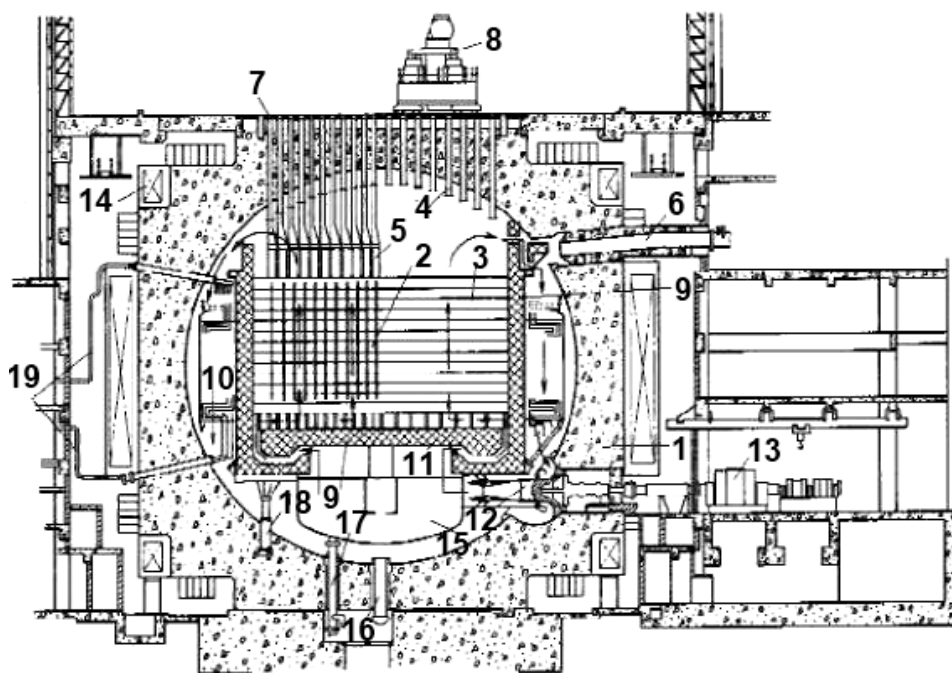


Рис. 36. Поперечное сечение реактора «Магnox»: 1 – корпус реактора; 2 – ТВЭЛы; 3 – графитовый замедлитель; 4 – загрузочные каналы; 5 – система направляющих труб; 6 – каналы с предохранительными клапанами; 7 – крышка; 8 – загрузочная машина; 9 – нейтронная защита; 10 – парогенератор; 11 – радиальная решетка; 12 – газодувка; 13 – двигатель газодувки; 14 – струны, создающие предварительное напряжение бетона; 15 – нагнетательная камера; 16 – люк для доступа персонала; 17 – канал для  $\text{CO}_2$ ; 18 – опорные колонны; 19 – паропроводы и трубопроводы для питательной воды

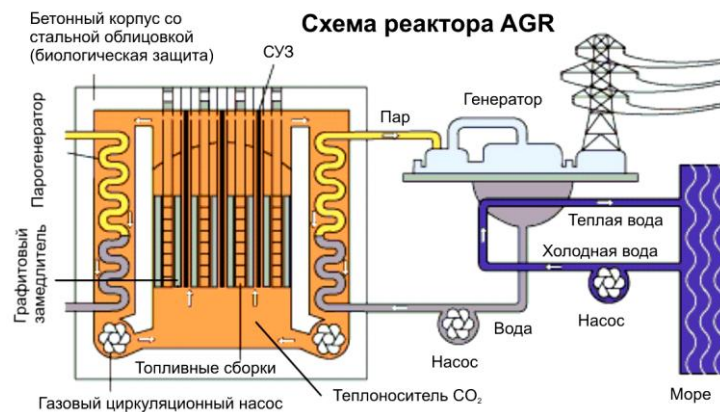


Рис. 37. Реактор с газовым охлаждением (AGR)

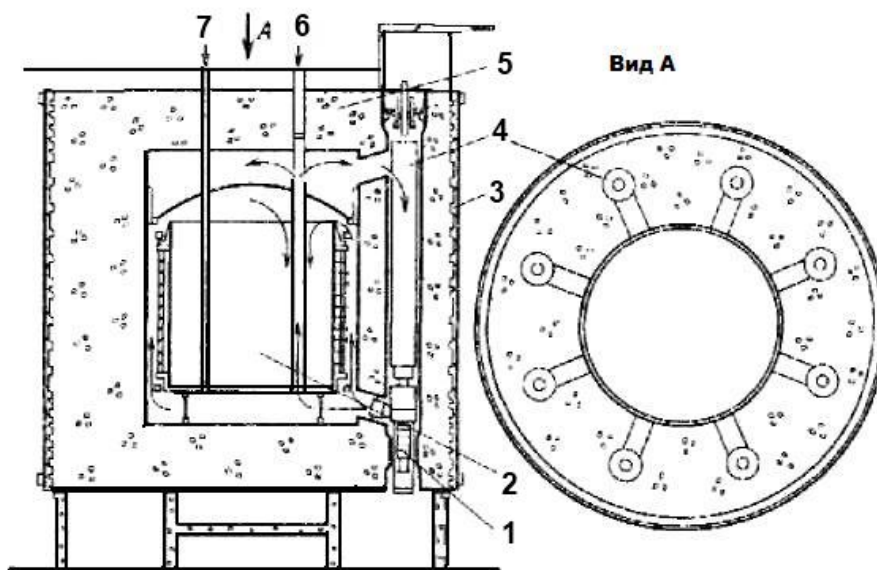


Рис. 38. Система циркуляции теплоносителя в газоохлаждаемом реакторе AGR:  
1 – газодувка с двигателем; 2 – активная зона; 3 – каналы для обмотки стягивающими струнами; 4 – парогенератор; 5 – верхняя крышка; 6 – каналы для перегрузки топлива; 7 – стержень регулирования

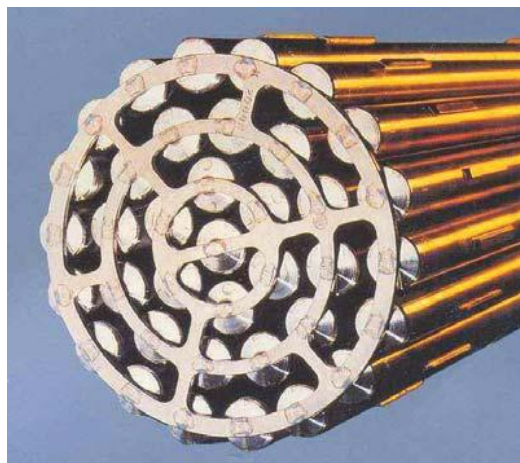


Рис. 39. Кассета с ТВЭЛами газоохлаждаемого реактора AGR



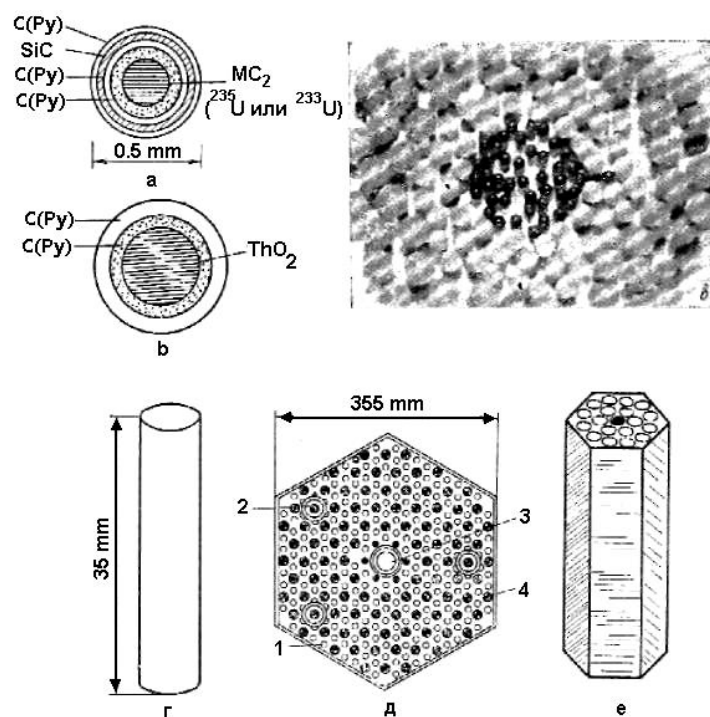


Рис. 40. Топливо для высокотемпературных реакторов: а – частица из делящегося материала, покрытая тремя слоями пиролитического углерода (СРУ) и одним слоем карбида кремния (SiC); б – частица из сырьевого материала, покрытая двумя слоями пиролитического углерода; в – частицы на различных стадиях изготовления: гелеобразные (самые крупные), высушенные и прокаленные (самые маленькие); г – топливный стержень из спеченных частиц; д – сечение графитового топливного блока для АЭС в Форт-Сент-Врейне (1 – топливный канал; 2 – канал для регулирующего стержня; 3 – отверстие для манипулирования топливом; 4 – канал для теплоносителя); е – изометрический вид топливного блока, в котором показано несколько каналов

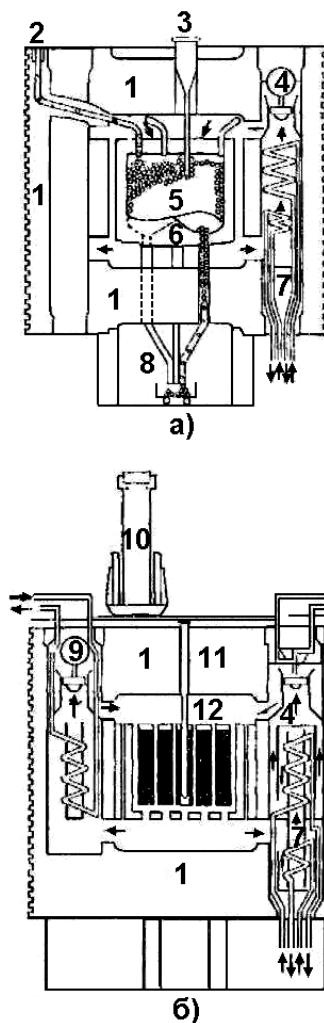


Рис. 41. Две конструкции высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (HTGR): а – ториевый высокотемпературный реактор с шаровыми твэлами (THTR) в Уэнтропе (ФРГ); б – реактор в Форт-Сент-Врейне (США); 1 – корпус реактора из предварительно напряженного бетона; 2 – ввод топлива; 3 – стержень регулирования; 4 – ГЦН; 5 – активная зона с насыпным слоем шаровых ТВЭЛов; 6 – графитовый отражатель; 7 – теплообменник и парогенератор; 8 – выгрузка отработавших ТВЭЛов; 9 – насос аварийной системы охлаждения; 10 – перегрузочная машина; 11 – стержень регулирования; 12 – активная зона из гексагональных призматических блоков

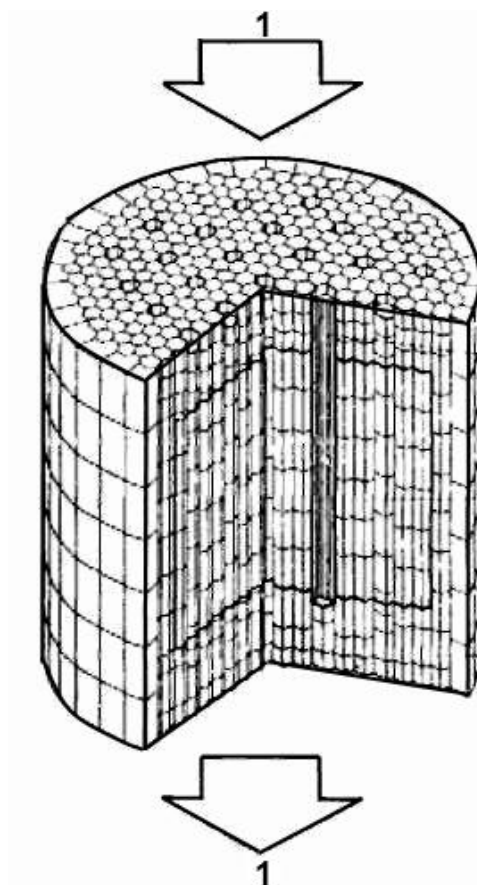


Рис. 42. Активная зона высокотемпературного газоохлаждаемого реактора в Fort-St.-Vrein: 1 – поток теплоносителя; 2 – отражатель; 3 – активная зона; 4 – каналы для стержней регулирования

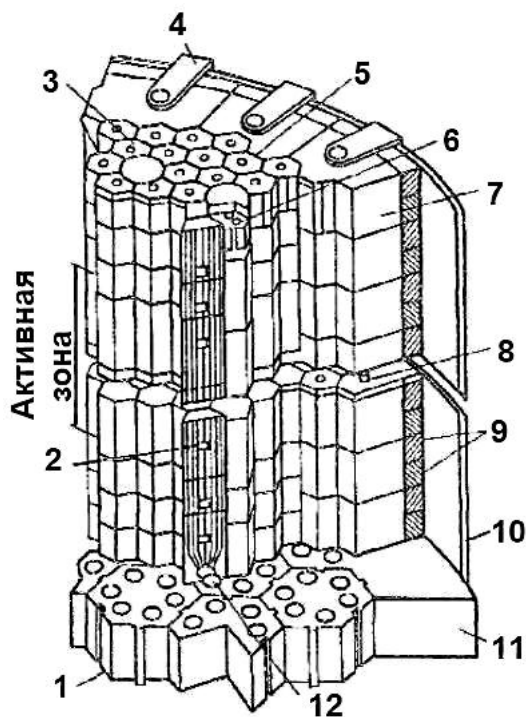


Рис. 43. Структура графитовой кладки в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе в Fort-St.-Vrein: 1 – опорный блок для внутренних элементов активной зоны; 2 – технологическое отверстие; 3 – замыкающий

элемент; 4 – замок блока бокового отражателя; 5 – гексагональный элемент бокового отражателя; 6 – канал для стержня регулирования; 7 – блок бокового отражателя; 8 – штырь блока бокового отражателя; 9 – борированная сторона распорки отражателя; 10 – цилиндрический барабан активной зоны; 11 – опорный блок для внешних элементов активной зоны; 12 – штырь

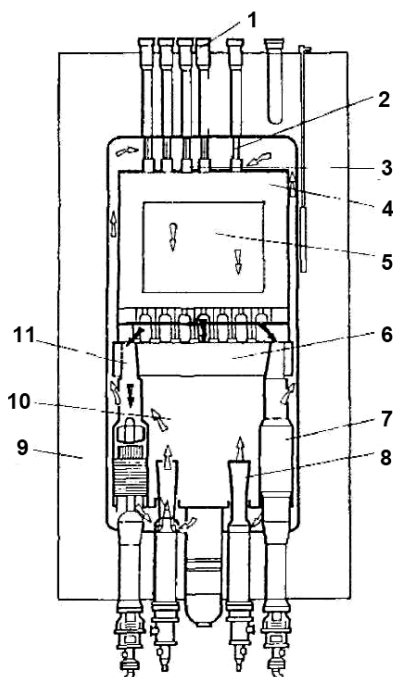


Рис. 44. Система циркуляции теплоносителя в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе в Fort-St.-Vrein: 1 – проходки для перегрузки топлива; 2 – стержни регулирования; 3 – клапаны; 4 – отражатель; 5 – активная зона; 6 – поддон активной зоны; 7 – парогенератор; 8 – гелиевая газодувка (циркулятор); 9 – корпус реактора из предварительно напряженного бетона; 10 – холодный гелий; 11 – горячий гелий

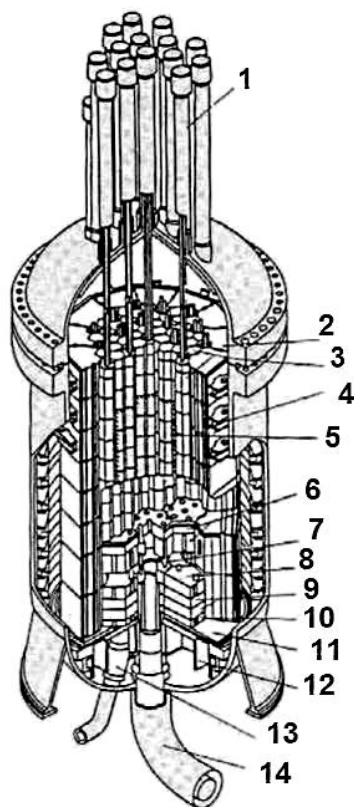


Рис. 45. Схема конструкции реактора HTTR: 1 – труба привода стержней управления и защиты; 2 – постоянный отражатель; 3 – заменяемый отражатель; 4 – механизм удержания активной зоны; 5 – топливный элемент; 6 – блок горячей вентиляции; 7 – опорный столб; 8 – нижний блок вентиляции; 9 – графитовый блок; 10 – дно активной зоны; 11 – опорная плита; 12 – опорная решетка активной зоны; 13 – труба вспомогательного теплоносителя; 14 – труба выхода основного теплоносителя

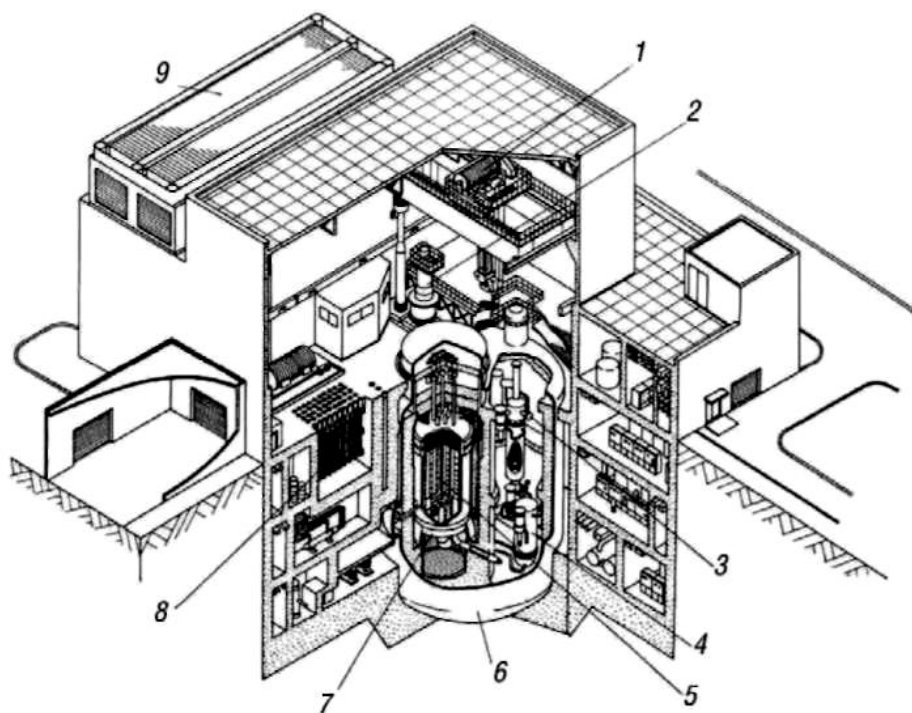


Рис. 46. Здание реактора HTTR: 1 – подъемный кран; 2 – перегрузочная машина; 3 – промежуточный теплообменник; 4 – охладитель с водой под давлением; 5 – активная зона; 6 – реактор (корпус контейнмента); 7 – корпус реактора; 8 – хранилище отработавшего топлива; 9 – воздушное охлаждение

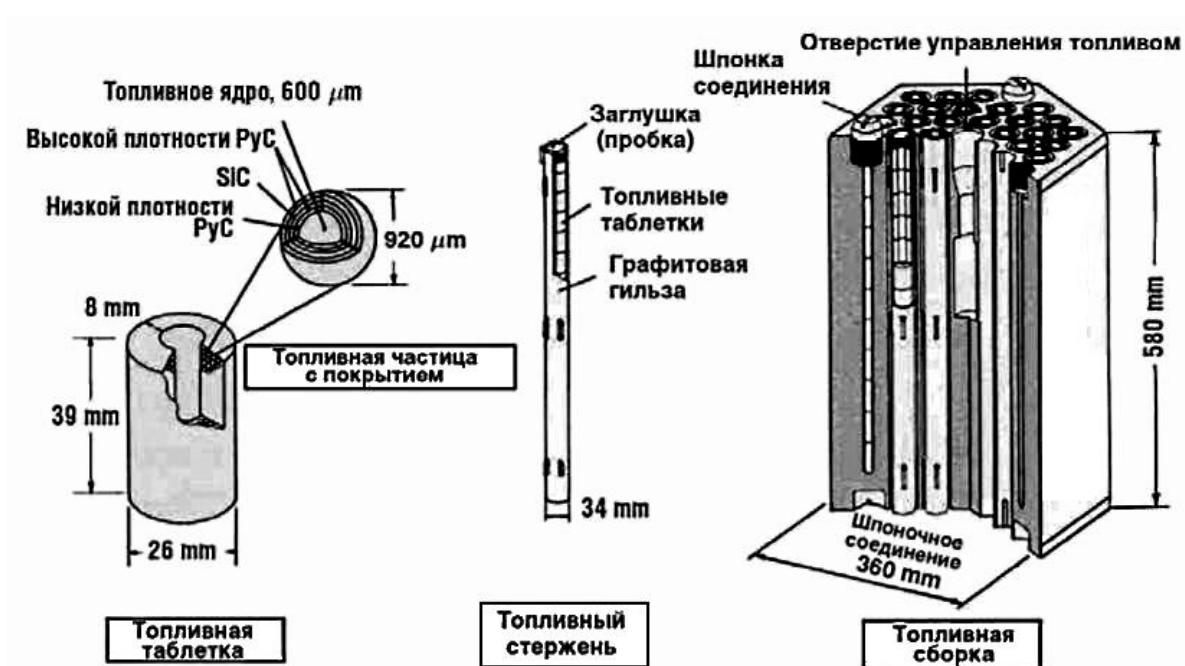


Рис. 47. Структура топливной сборки реактора HTTR

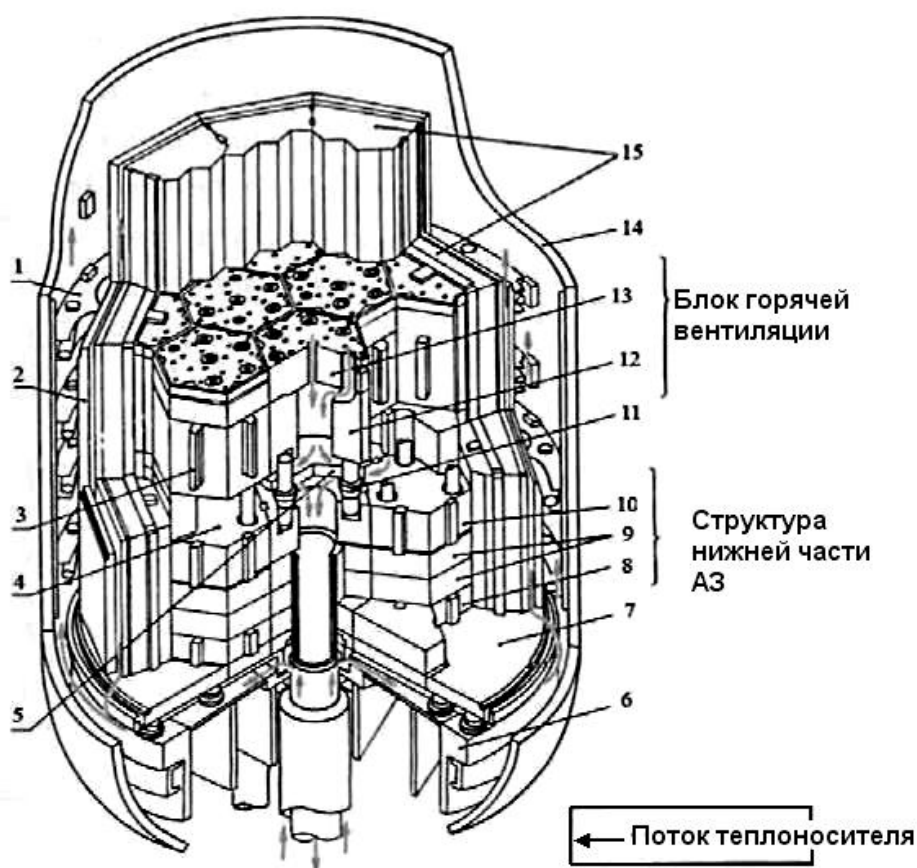


Рис. 48. Внутренняя структура реактора HTTR: 1 – ограничитель активной зоны; 2 – блок боковой защиты; 3 – клин; 4 – горячая вентиляция; 5 – активатор перемешивания; 6 – направляющая опора активной зоны; 7 – опорная плита активной зоны; 8 – нижний блок; 9 – графитовый блок; 10 – нижний блок вентиляции; 11 – столб активной зоны; 12 – блок переключения вентиляции; 13 – блок уплотнения вентиляции; 14 – корпус реактора; 15 – постоянный отражатель

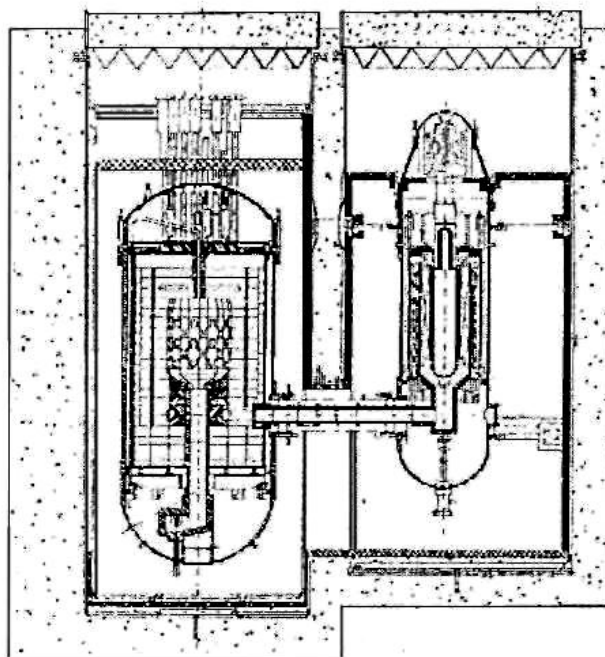


Рис. 49. Сечение первого контура установки HTR-10

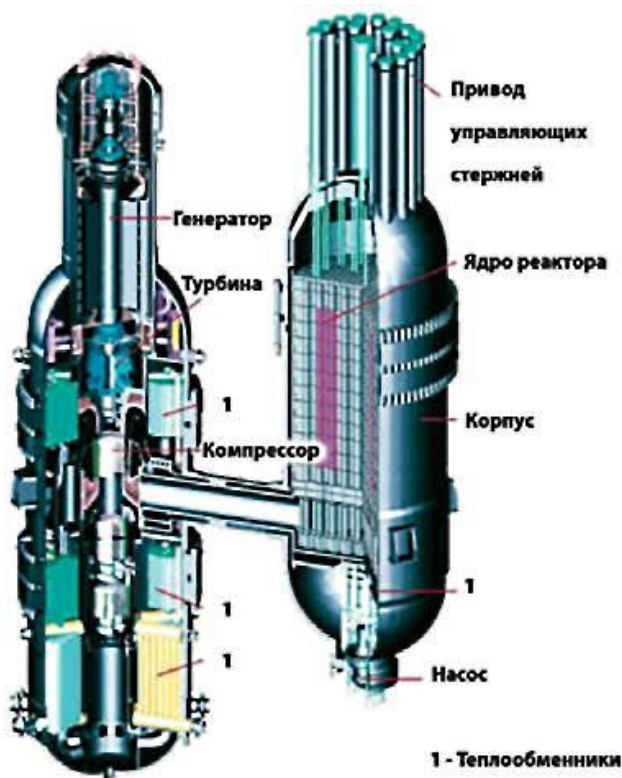


Рис. 50. Размещение компонентов ядерной энергетической установки GT-MHR



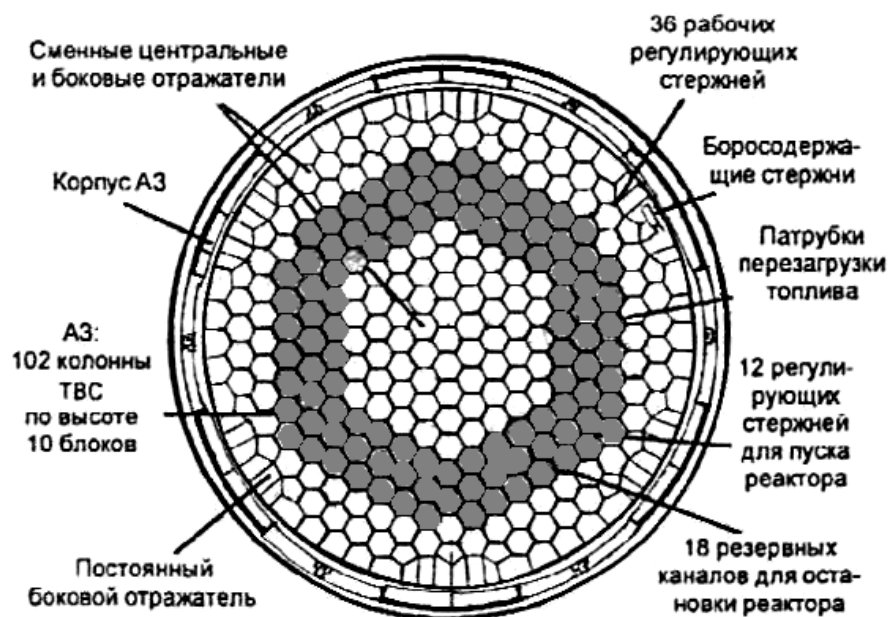


Рис. 51. Конструкция активной зоны реактора МНР

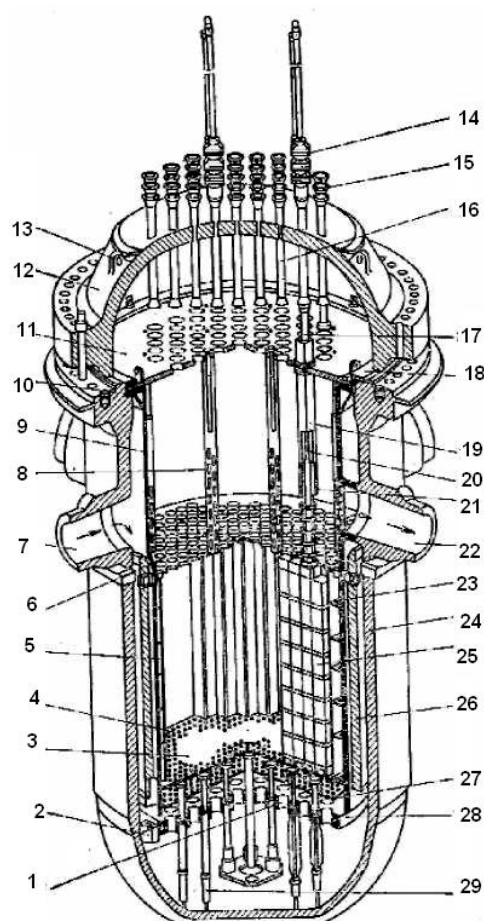


Рис. 52. Изотермический вид системы РВР: 1 – нижняя опорная плита; 2 – радиальная опора; 3 – нижняя решетка активной зоны; 4 – входное отверстие (люк); 5 – обечайка; 6 – верхняя решетка активной зоны; 7 – ввод теплоносителя; 8 – опорная колонна; 9 – кожух активной зоны; 10 – опорный выступ; 11 – верхняя опорная плита; 12 – верхняя крышка; 13 – проушина для захвата; 14 – привод стержня регулирования; 15 – канал для ввода датчиков;

16 – тепловой кожух; 17 – кожух стержня регулирования; 18 – пружина, работающая на сжатие; 19 – направляющая стержня регулирования; 20 – направляющий вал стержня регулирования; 21 – сборка стержней регулирования; 22 – выходной патрубок теплоносителя; 23 – дистанционирующие ребра; 24 – корпус реактора; 25 – ТВС; 26 – тепловая защита; 27 – плита для распределения расхода теплоносителя; 28 – опорная колонна активной зоны; 29 – направляющая канала для ввода датчиков

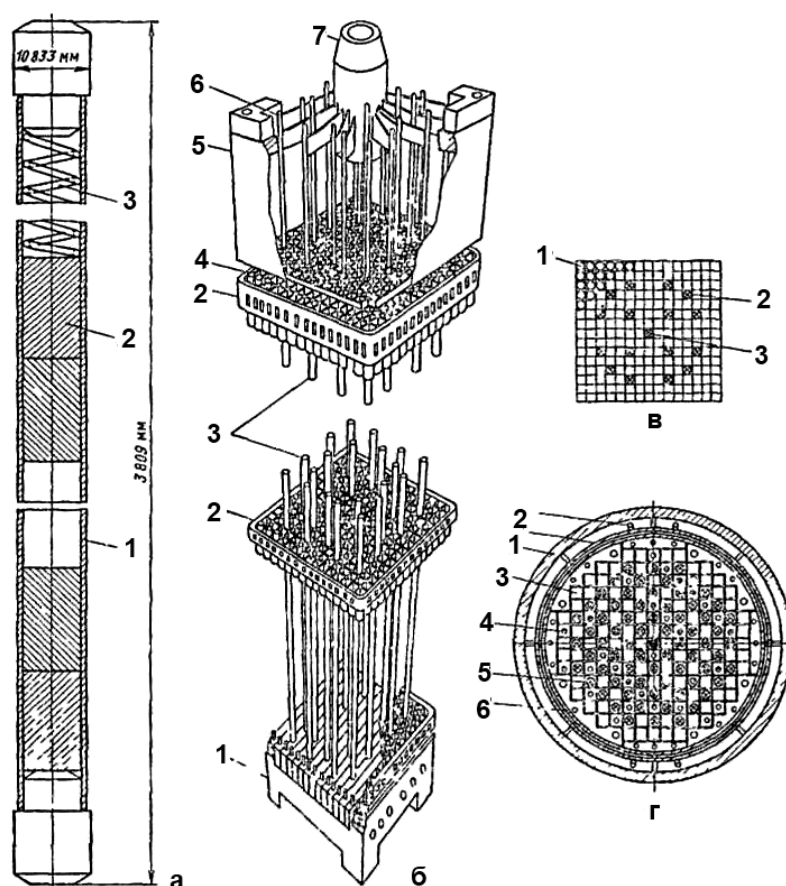
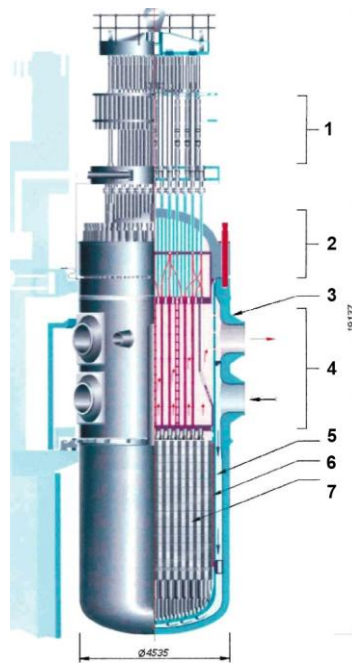


Рис. 53. Тепловыделяющий топливный элемент (ТВЭЛ) стержневого типа (а), тепловыделяющая сборка ТВЭЛов (б) и ее разрез (в), сечение активной зоны (г) реактора с водой под давлением PWR фирмы «Вестингауз»:

а: 1 – оболочка из циркалия; 2 – таблетка из  $UO_2$ ; 3 – винтовая пружина, работающая на сжатие в объеме для сбора газообразных продуктов деления;  
 б: 1 – нижний патрубок; 2 – дистанционирующая решетка; 3 – направляющая поглощающего стержня; 4 – ТВЭЛ стержневого типа; 5 – верхний патрубок;  
 6 – поглощающий стержень; 7 – сборка стержней регулирования;  
 в: 1 – ТВЭЛ стержневого типа (208); 2 – направляющая стержня регулирования (16); 3 – канал для датчиков; г: 1 – корпус реактора; 2 – тепловая защита; 3 – ТВС; 4 – местоположение внутризонных датчиков; 5 – местоположение сборки стержней регулирования; 6 – кожух активной зоны



*Рис. 54. Реактор ВВЭР-1000: 1 – крышка корпуса; 2 – уплотнение крыши; 3 – привод кластера; 4 – уплотненные шахты; 5 – привод; 6 – тепловой экран; 7 – шахта кластера; 8 – граненый пояс; 9 – активная зона*

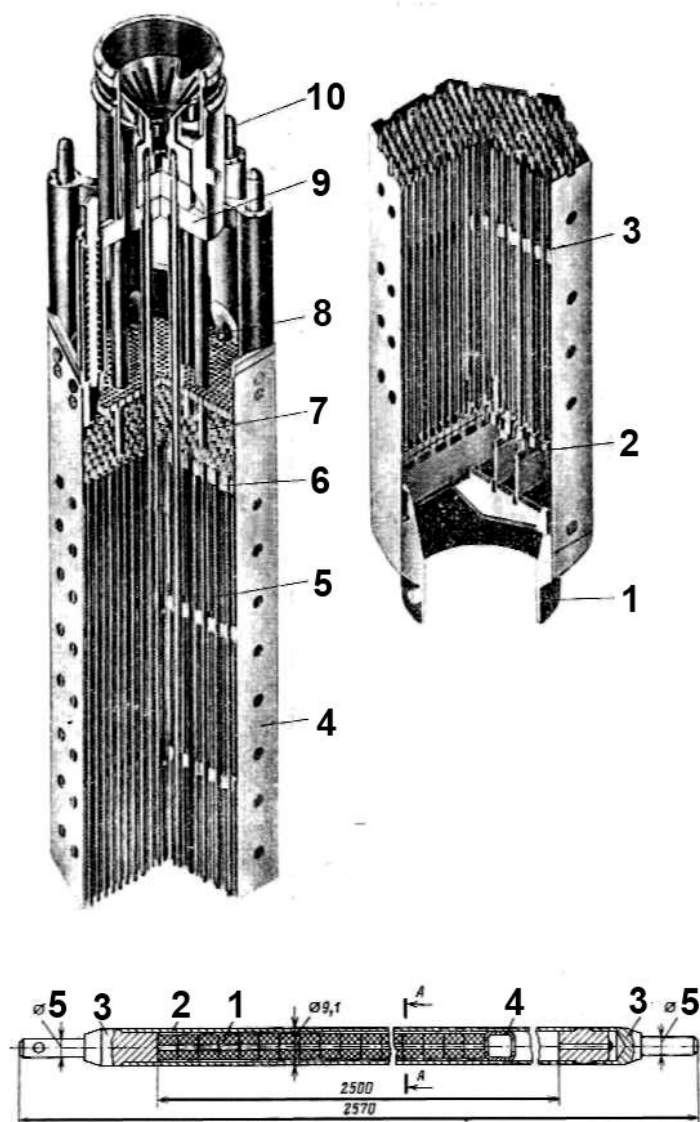


Рис. 55. Кассета с ТВЭЛами реактора ВВЭР-1000: 1 – хвостовик; 2, 3 – нижняя и средняя дистанционирующие решетки; 4 – труба-чехол (в серийном реакторе отсутствует); 5 – ТВЭЛ; 6 – верхняя дистанционирующая решетка; 7 – стержень-поглотитель; 8 – направляющая трубка, 9 – головка; 10 – пружинные фиксаторы

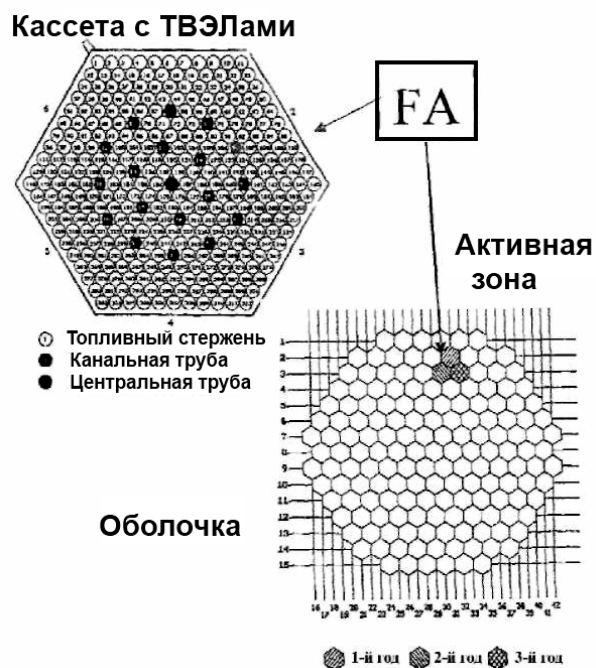


Рис. 56. Поперечное сечение ТВС и активной зоны ВВЭР-1000 Ровенской АЭС

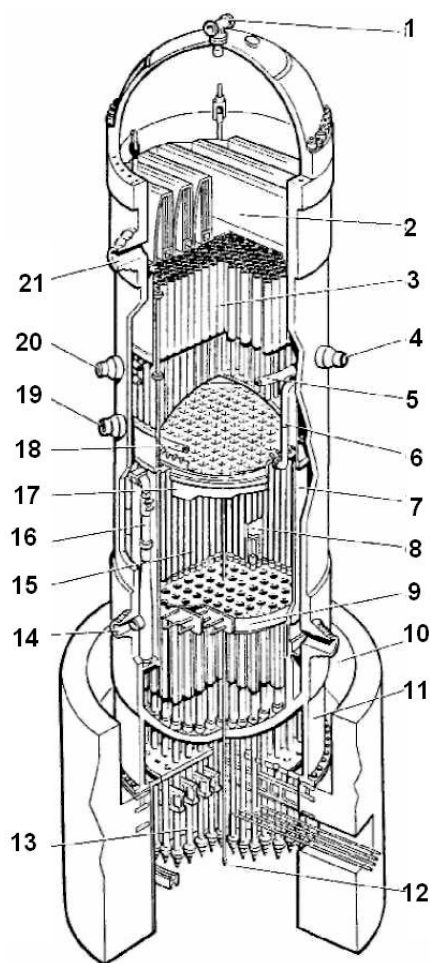


Рис. 57. Конструкция реактора с кипящей водой BWR на АЭС «Grand Gulf» (США):  
1 – сопло системы разбрызгивания воды; 2 – пароосушитель; 3 –

парогенераторы; 4 – вход питательной воды; 5 – разбрызгиватель питательной воды; 6 – трубопровод системы разбрызгивания воды в активной зоне; 7 – кожух активной зоны; 8 – направляющая лопатка; 9 – плита активной зоны; 10 – выход циркулирующей воды; 11 – опорная юбка корпуса реактора; 12 – внутриреакторные датчики; 13 – приводы стержней регулирования; 14 – вход воды в водоструйный насос; 15 – топливные кассеты; 16 – водоструйный насос; 17 – верхняя направляющая конструкция; 18 – разбрызгиватель воды в активной зоне; 19 – вход воды системы впрыска низкого давления; 20 – выход воды системы впрыска; 21 – выход пара

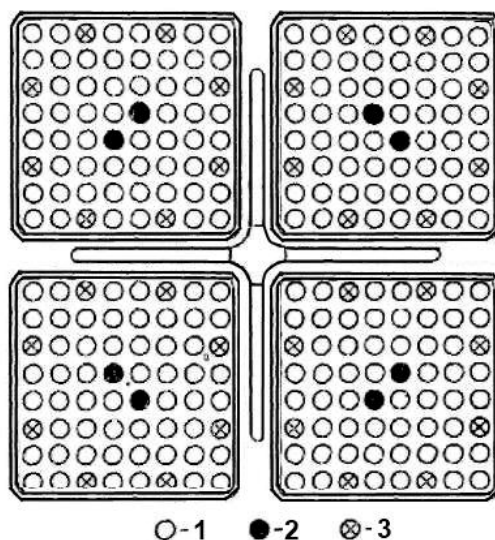


Рис. 58. Модуль активной зоны BWR из четырех ТВС и органа регулирования («General Electric»): 1 – ТВЭЛ; 2 – трубка с водой; 3 – стержень связки

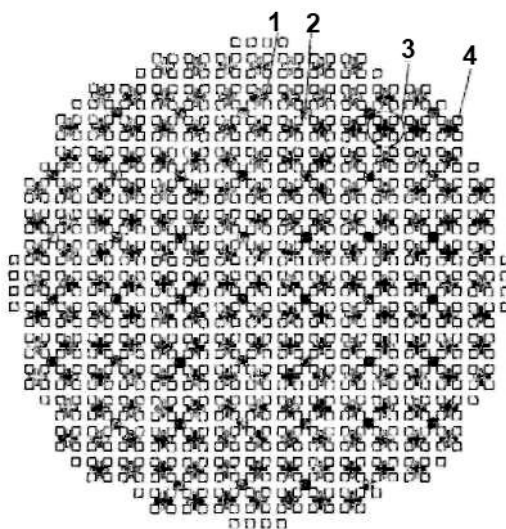


Рис. 59. Поперечное сечение активной зоны BWR («Grand Gulf», США): 1 – стержень регулирования; 2 – внутриреакторные датчики; 3 – сечение, изображенное на рис. 2.49; 4 – топливная кассета

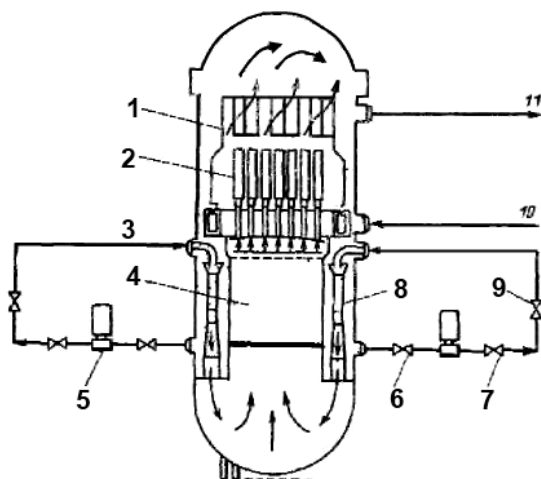


Рис. 60. Корпус BWR с системами циркуляции и впрыска высокого и низкого давления: 1 – осушители пара; 2 – сепараторы пара; 3 – контур принудительной циркуляции; 4 – активная зона; 5 – циркуляционный насос; 6 – запорный клапан; 7 – регулирующий клапан; 8 – струйный насос; 9 – запорный клапан; 10 – трубопровод питательной воды от турбины; 11 – паропровод к турбине

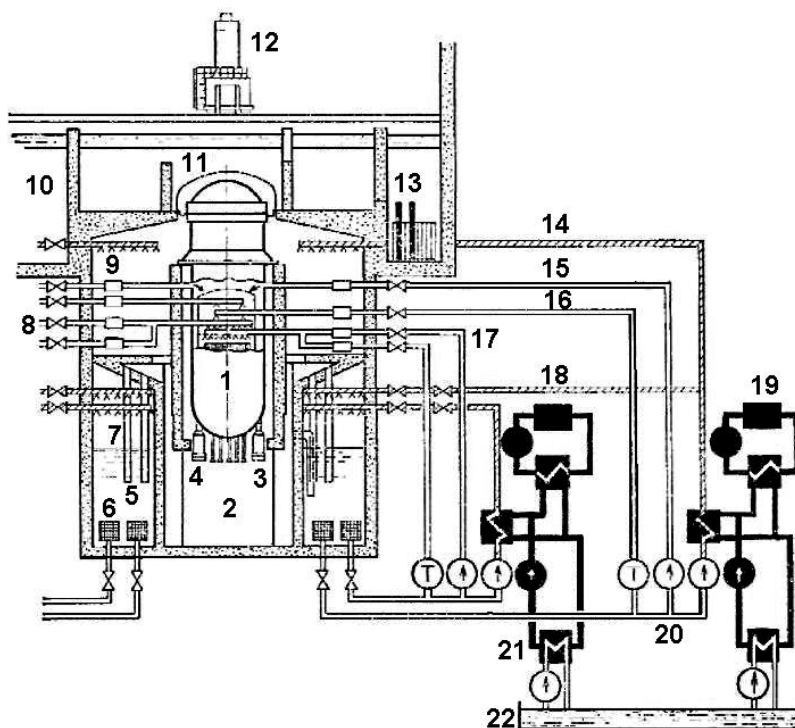


Рис. 61. Аварийная система охлаждения кипящего реактора фирмы «ASSA-АТОМ»: 1 – активная зона; 2 – нижний сухой отсек; 3 – приводы стержней регулирования; 4 – ГЦН; 5 – мокрый отсек; 6 – фильтр; 7 – продувочные трубы; 8 – отсечный и обратный клапаны; 9 – верхний сухой отсек; 10 – бассейн-хранилище топлива; 11 – бассейны для обслуживания активной зоны реактора; 12 – перегрузочная машина; 13 – бассейн-хранилище облученного



топлива; 14 – система орошения защитной оболочки (сухой отсек); 15 – впрыск охладителя (при низком давлении); 16 – вспомогательная питательная вода (при высоком давлении); 17 – система орошения активной зоны; 18 – система орошения мокрого отсека; 19 – вспомогательная система охлаждения мокрого и сухого отсеков с приводом от дизельного двигателя; 20 – насосы; 21 – теплообменник; 22 – канал для охлаждающей воды

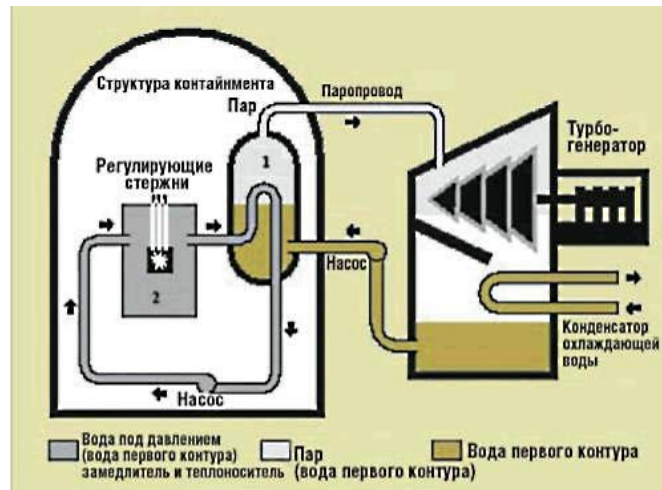


Рис. 62. Упрощенная схема реактора CANDU: 1 – парогенератор; 2 – активная зона

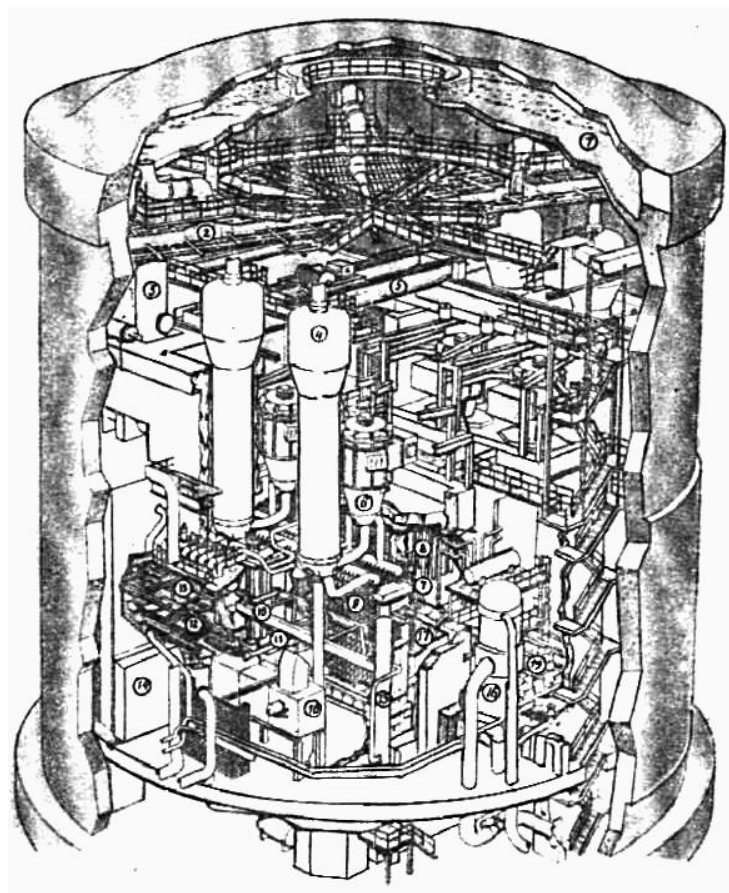


Рис. 63. Общий вид реакторного здания CANDU энергоблока 600 МВт (эл.) (AECL): 1 – резервуар воды аварийного охлаждения защитной оболочки; 2 – клапан системы аварийного охлаждения защитной оболочки; 3 – компенсатор давления; 4 – парогенератор; 5 – мостовой кран помещения парогенераторов;



6 – циркуляционный насос первого контура; 10 – мост перегрузочной машины;  
 11 – транспортное устройство перегрузочной машины; 12 – цепная линия  
 перегрузочной машины; 13 – эксплуатационный шлюз перегрузочной машины;  
 14 – дверь эксплуатационного шлюза; 15 – бак системы охлаждения; 16 – короб  
 теплообменника; 17 – короб для раздаточных трубопроводов теплоносителя;  
 18 – теплообменник замедлителя; 19 – циркуляционный насос замедлителя

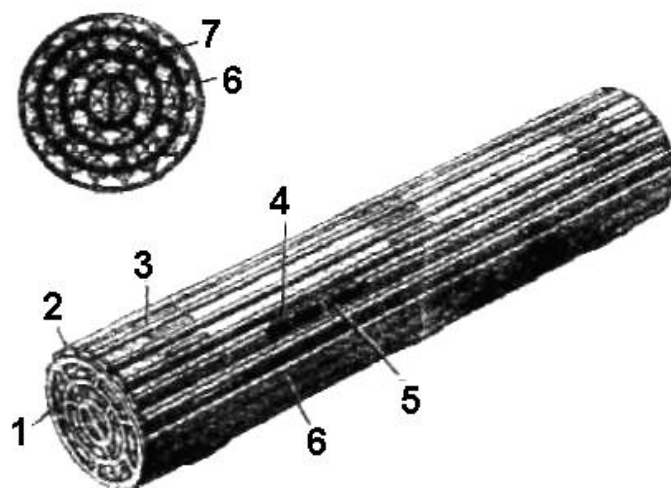


Рис. 64. Тепловыделяющая сборка реактора CANDU из 37 ТВЭЛов: 1 –  
 циркаловая концевая крепежная решетка; 2 – циркаловая концевая заглушка;  
 3 – циркаловые направляющие и дистанционирующие выступы; 4 – таблетки  
 из диоксида урана; 5 – графитовая прослойка; 6 – оболочка ТВЭЛа; 7 –  
 внутренняя дистанционирующая решетка; 8 – канальная труба

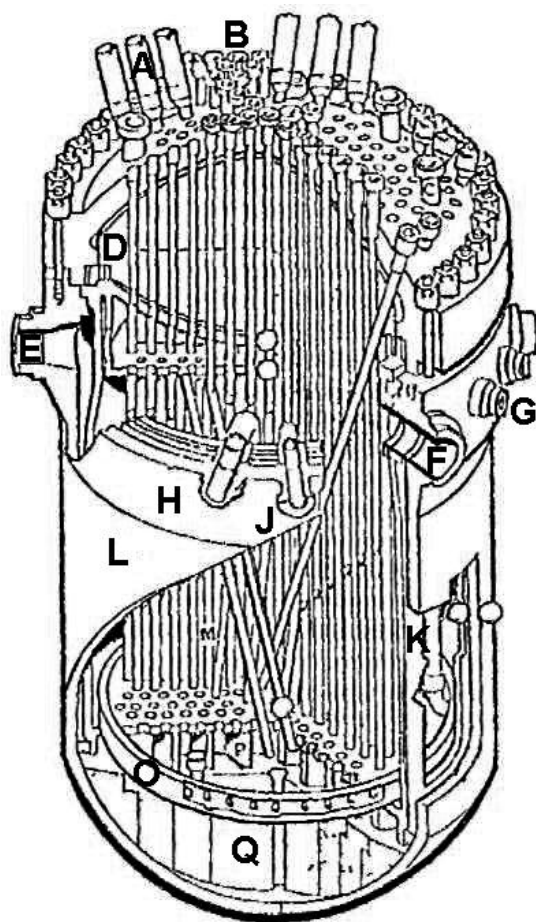


Рис. 65. Корпусная конструкция тяжеловодного ядерного реактора CANDU-PHW «Atucha» (Аргентина): А – стержни регулирования; В – уплотнение канала; С – спускная труба замедлителя; D – наплавка; E – вход теплоносителя от насоса; F – выход теплоносителя на парогенератор; G – подпитка высокого давления; G<sub>1</sub> – отвод высокого давления (спускная труба); H – выходной канал замедлителя; J – система детектирования топливных элементов; K – корпус замедлителя (бак); L – корпус давления реактора; M – топливные трубы и каналы охлаждения; N – направляющие трубы стержней регулирования; P – опорный клин; Q – нижняя опорная крестовина

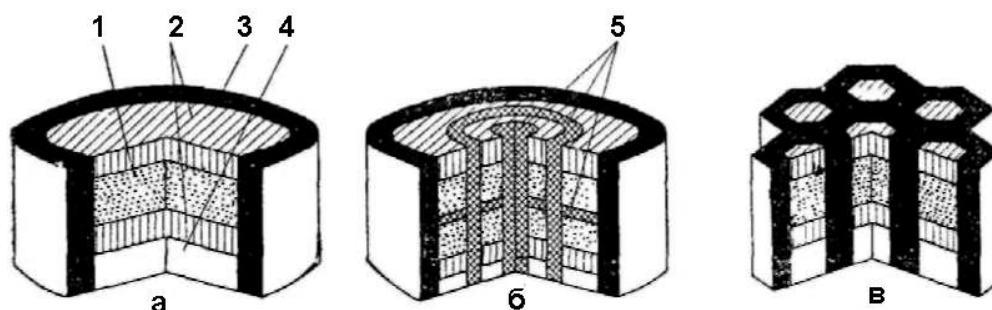


Рис. 66. Схема компоновок топливных зон в реакторах на быстрых нейтронах: а – традиционная (гомогенная); б – гетерогенная кольцевая с аксиальной вставкой; в – гетерогенная модульная; 1 – активная зона; 2 – аксиальная (торцевая) зона воспроизводства; 3 – радиальная (боковая) зона воспроизводства; 4 – газовые полости; 5 – вставки из сырьевого материала

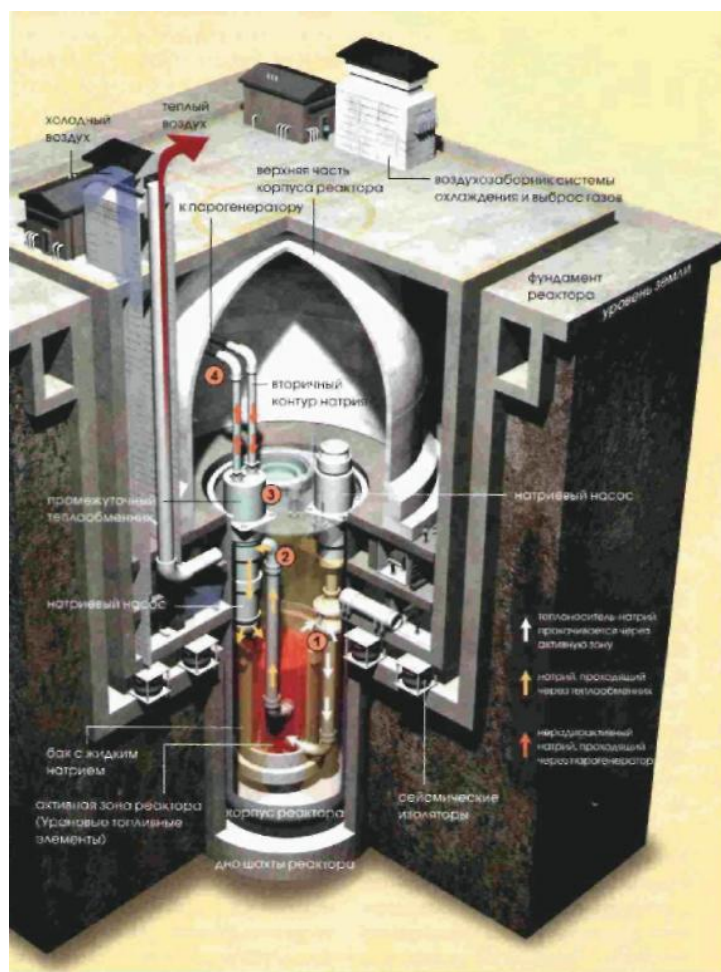


Рис. 67. Жидкометаллический реактор на быстрых нейтронах: 1 – ввод жидкого натрия в активную зону для теплосъема; 2 – вывод из активной зоны жидкого натрия в теплообменник; 3 – теплообменник, в котором жидкий натрий первого контура передает тепло жидкому натрию второго контура; 4 – вывод натрия второго контура из теплообменника на последний теплообменник с водой для образования пара (парогенератор)

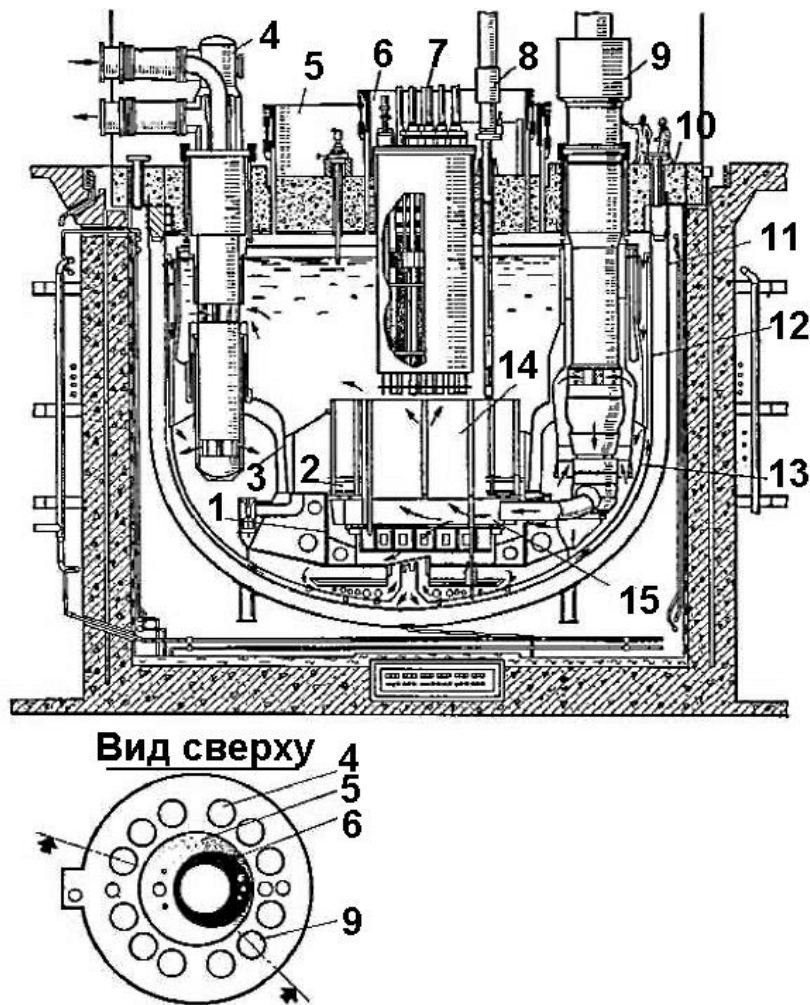


Рис. 68. «Супер-Феникс», Франция, 1200 МВт (эл.): 1 – опора активной зоны; 2 – внутренняя радиационная защита; 3 – разделительная обечайка между горячим и холодным объемами натрия; 4 – промежуточный теплообменник; 5 – большая поворотная пробка; 6 – малая поворотная пробка; 7 – исполнительные механизмы СУЗ; 8 – механизм перегрузки ТВС; 9 – ГЦН; 10 – плита верхнего перекрытия (опора реактора); 11 – страховочный корпус; 12 – основной корпус реактора; 13 – тепловые экраны; 14 – активная зона; 15 – напорный коллектор

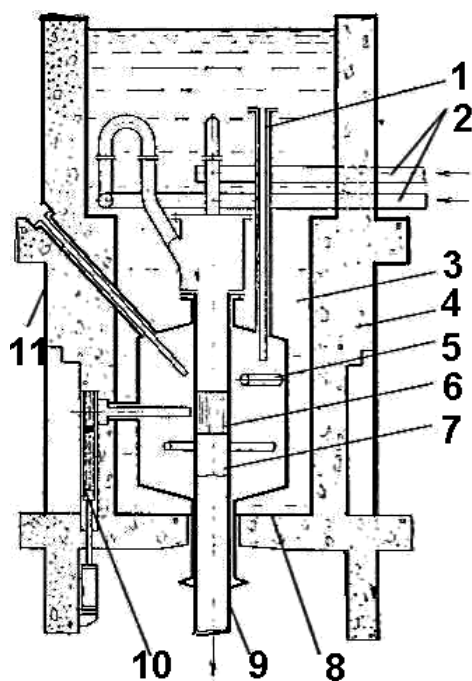
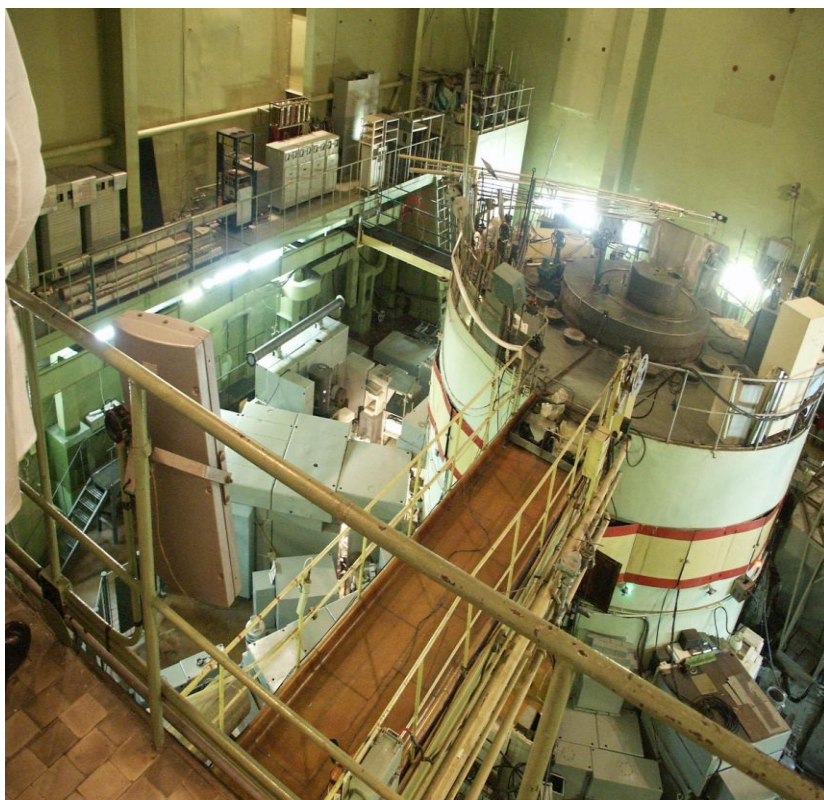


Рис. 69. Схема вертикального разреза реактора РПК: 1 – вертикальный канал; 2 – вход теплоносителя; 3 – шахта с водой; 4 – биологическая защита; 5 – горизонтальный экспериментальный канал; 6 – активная зона; 7 – сменный корпус; 8 – тяжеловодный отражатель; 9 – выход теплоносителя; 10 – шибер; 11 – наклонный экспериментальный канал



Рис. 70. Монтаж пучкового исследовательского реактора РПК





*Рис. 71. Исследовательский ядерный реактор ВВР-М ИЯИ НАН Украины*

## ЛИТЕРАТУРА

1. Экспериментальная ядерная физика / под ред. Э. Сегре; пер. с англ. – М., 1961.
2. Учение о радиоактивности. История и современность. – М., 1973.
3. Соболева М. В. Минералы урана / М. В. Соболева, И. А. Пудовкина. – М., 1957.
4. Торий, его сырьевые ресурсы, химия и технология. – М., 1960.
5. Хейнрих Э. У. Минералогия и геология радиоактивного минерального сырья / Э. У. Хейнрих; пер. с англ. – М., 1962.
6. Бурьянова Е. З. Мирные ядерные взрывы и окружающая среда / Е. З. Бурьянова, Ю. А. Израэль. – Л., 1974.
7. Белоусова И. М. Естественная радиоактивность / И. М. Белоусова, Ю. М. Штуккенберг. – М., 1961.
8. Внешние воздействия природного происхождения на глубинные захоронения долгоживущих радиоактивных отходов / И. В. Калиберда, А. Г. Левин, Д. В. Мурлис и др. // Атомная техника за рубежом. – 2003. – № 2. – С. 3 – 7.
9. Новые ядерные технологии и роль ядерной энергетики деления и синтеза: доклады конференции ЯО России, 14–18 октября 1996 г. // Атомная энергия. – М., 1996. – Вып. 81. – С. 83 – 160.
10. Использование ядерной энергии: состояние, последствия, перспективы: доклады 8-й ежегодной конференции ЯО России, 1997 г. // Атомная энергия. – Вып. 83. № 6. – С. 393 – 469.
11. Ежегодный обзор мирового состояния ядерной промышленности // Атомная техника за рубежом. – 2003. – № 9. – С. 17 – 25.

## Сведения об авторах



**Азаренков Николай Алексеевич** – Академик НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Заслуженный деятель науки и техники Украины. Научные интересы - физика плазмы и конденсированных сред.



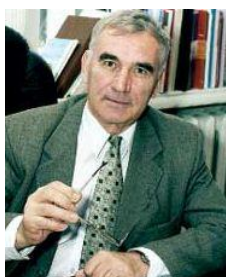
**Булавин Леонид Анатольевич** – Академик НАН Украины, академик АН ВШ Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу нейтронной спектроскопии конденсированных сред. Член ассоциации деканов Европы. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Залюбовский Илья Иванович** – Член-корреспондент НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научную школу ядерной физики. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Кириченко Валерий Григорьевич** – кандидат физико-математических наук, доцент. Научные интересы – физика твердого тела, физика сверхтонких взаимодействий, радиационное материаловедение.



**Неклюдов Иван Матвеевич** – Академик НАНУ, академик-секретарь Отделения ядерной физики и энергетики НАН Украины, доктор физико-математических наук, профессор. Создал научные школы физики радиационных явлений, физики прочности и пластичности материалов, радиационного материаловедения и физики твердого тела. Заслуженный деятель науки и техники Украины.



**Шилаев Борис Александрович** – кандидат технических наук, ведущий научный сотрудник ННЦ «ХФТИ». Научные интересы – физика радиационных явлений.